

МРНТИ 44.33.31, 29.15.19, 29.15.53, 27.35.33, 27.35.30, 38.33.15

Критический анализ конструкций ториевого реактора в странах-производителях

З. Инсепов^{1,2*}, А.А. Калыбай¹, Ж. Алсар¹, А. Гаджимурадова¹,
А. Хасанейн², Ю. Сизюк², З.А. Мансуров³

¹Частное учреждение "Nazarbayev University Research Administration", Nazarbayev University,
пр. Кабанбай батыра, 53, Астана, Казахстан

²Школа ядерной инженерии, Purdue University, West Lafayette, IN, США

³Казахский национальный университет имени аль-Фараби, пр. аль-Фараби, 71, Алматы, Казахстан

АННОТАЦИЯ

В статье представлен анализ конструктивных решений и топливных циклов ториевых ядерных реакторов, разрабатываемых в ведущих странах-производителях. Особое внимание уделено реакторам на расплавленных солях (MSR), усовершенствованным тяжеловодным реакторам (AHWR), высокотемпературным системам (HTR), а также подкритическим ускорительно-управляемым системам (ADS). Рассматриваются физико-химические свойства тория и его поведение в различных типах активных зон. Проведен сравнительный анализ реакторов с урановым топливом, раскрыты преимущества и ограничения ториевого цикла с точки зрения энергетической эффективности, радиационной безопасности и воспроизводства делящихся изотопов. Описаны основные конструктивные подходы к интеграции тория в существующие и перспективные реакторные установки, включая твердотопливные, жидкосолевые и гибридные системы. Обсуждаются возможные теплоносители и внешние источники нейтронов, а также требования к переработке отработанного топлива. На основе обзорных и экспериментальных данных сформулированы рекомендации по дальнейшим направлениям научно-технических исследований и международного сотрудничества в области ториевой энергетики.

Ключевые слова: ториевый реактор, ядерное топливо, расплавленные соли, ускорительно-управляемая система (ADS), топливный цикл, ThO₂, U-233, ядерная энергетика, тепловыделяющие элементы

1. Введение

Предварительные результаты данного исследования были опубликованы в работах [1, 2]. Торий рассматривают в качестве перспективного топлива для реакторов на расплавленных солях (MSR), усовершенствованных тяжеловодных реакторов (AHWR) и высокотемпературных (HTR) установок. Кроме того, совместно с топливными сборками, содержащими U-233, торий анализируется как один из вариантов для инновационных ускорительно-управляемых систем (ADS) с двухслойным топливным циклом. В США запатентована конструкция напорного канального реактора на твердом топливе под давлением, изначально известная как «активно охлаждаемое топливо» (actively cooled fuel, EACF) и позд-

нее переименованная в Dual Fluid Reactor (DFR). В таком реакторе топливо представлено ThO₂, а в качестве охладителя используется эвтектическая соль NaF-ZrF₄. Модульный подход предусматривает широкий диапазон электрической мощности от 100 до 3000 МВт. В настоящей статье проводится обзор применения тория в разных типах реакторов и топливных циклах, при этом особое внимание уделено Advanced PWR.

Среди ныне действующих коммерческих энергоблоков преобладают реакторы поколения II, работающие на уране в однократном цикле (ОТЦ). Общие материальные потоки в ядерном топливном цикле можно проследить, изучая движение и трансформацию ядерных материалов на каждом этапе. Благодаря моделированию в работе было рассмотрено несколько вариантов топливных циклов, включая однократный и схему рециркуляции U и Pu в виде MOX-топлива.

*Ответственный автор
E-mail: zinsepov@purdue.edu

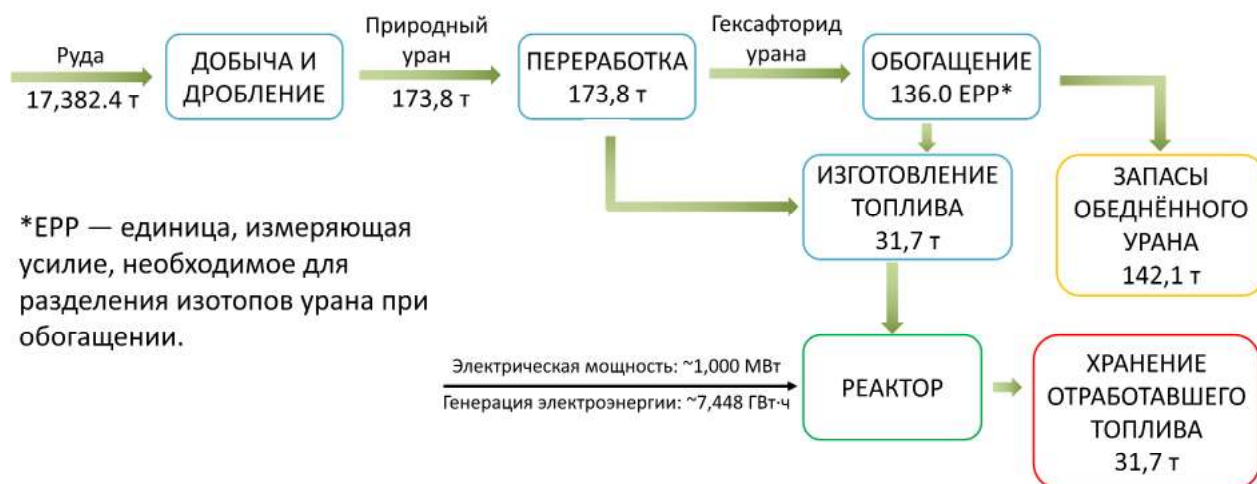


Рис. 1. Баланс массы для типичного реактора PWR II поколения (3% по весу; 30 МВт/кг U) [3].

На рис. 1 показана упрощенная схема таких потоков в топливном цикле, предполагающая возможность многократной рециркуляции при условии, что новый вид топлива в каждом цикле имеет тот же начальный изотопный состав, что и свежее МОХ-топливо первого поколения.

На фоне снижения конкурентоспособности атомной промышленности, экологических рисков при возможном расплавлении активной зоны и негативного общественного мнения, сложившегося в результате аварий, возникших вследствие технических недоработок и «человеческого фактора», отрасль инициировала новые проекты, опирающиеся на концепцию пассивной безопасности. Такие установки относятся к так называемому поколению III: их разработка уже перешла в стадию опытной или промышленной реализации, а некоторые проекты находятся в стадии строительства. Во Франции возводится Европейский реактор с водой под давлением (EPR) с 2007 года, однако сроки и стоимость его создания оказались выше ожиданий. Не все ясно и относительно китайского энергоблока Guangdong Taishan EPR-1, поскольку он пока не введен в коммерческую эксплуатацию. Вместе с тем EPR-2 в Китае уже находится в активной фазе строительства и, по прогнозам, будет иметь номинальную мощность порядка 1770 МВт [4].

1.1 Предыстория и обоснование интеграции атомной энергетики в энергобаланс

В условиях возрастания международной конкуренции в энергетическом секторе страны-производители атомной энергии стремятся расширять выработку за счет инновационных технологий. Благодаря заметной государственной

поддержке перспективы «возрождения» атомных электростанций выглядят все более реальными.

Одним из ключевых факторов интеграции атомной энергетики в энергобаланс является стратегическое значение АЭС в вопросах охраны окружающей среды, сохранения ограниченных топливных ресурсов и покрытия растущего спроса на электроэнергию. Атомные станции не выбрасывают углекислый газ и оксиды азота, характерные для ископаемых станций, и, тем самым, способствуют экологически безопасному развитию. Дополнительно они содействуют промышленному прогрессу за счет использования внутренних ресурсов, в частности, урановых руд. Существенное преимущество АЭС заключается и в том, что они не зависят от сезонной доступности гидроисточников, что дает сельскому хозяйству и ирригационным системам большую стабильность энергоснабжения.

С момента начала коммерческой эксплуатации атомных станций в 1960-е годы накоплен значительный опыт в сферах термодинамики, физики реакторов, материаловедения, химии и машиностроения. Тем не менее, крупные аварии (Три-Майл-Айленд в 1979 году, Чернобыль в 1986 году и Фукусима в 2011 году) превратили безопасность атомных объектов в самостоятельную область исследований. Существует множество научных работ, детально анализирующих аварии именно на реакторах с водой под давлением (PWR) и кипящих реакторах (BWR), хотя в мире эксплуатируются и другие типы установок (VVER, CANDU, PHWR). Расширенный анализ аварийных сценариев для различных конструкций дает возможность выявлять малоизученные аспекты, содействуя рождению новых инженерных решений [5].

1.2 Преимущества и проблемы ядерных реакторов на основе тория

После первых ядерных испытаний атомная энергия была долгое время окружена атмосферой страха и рассматривалась преимущественно как угроза. Однако катастрофические последствия военного применения быстро пересекли черту допустимого и уже к концу 1940-х-началу 1950-х годов атомная энергия стала восприниматься как потенциально мирный и экономически эффективный источник. Начался период большого энтузиазма и технологических прорывов, появлялось множество смелых идей – от мини-реакторов на борту самолетов до атомных энергетических барж. Многие такие проекты так и остались в истории как примеры нереализованного технологического романтизма.

Новый всплеск внимания к ядерной энергетике произошел в 2006 году, преимущественно, на фоне роста цен на нефть в США и других промышленно развитых странах. В это время активизировались национальные программы по созданию новых поколений реакторов. Тем не менее, ряд государств с собственным атомным сектором, имеющих большой практический опыт в радиохимии и сфере производства АЭС, фактически не прекращали работу над новыми технологиями с момента их зарождения. Так, еще до того, как реакторы на расплавленных солях были объявлены устаревшими, их тщательно изучали для применения в военно-морском флоте. Некоторые страны годами занимались поставками именно таких установок.

Опыт разработки и эксплуатации сложных активных зон (например, для PWR и WWER) в 1990-х годах получил дальнейшее распространение, когда “старые” энергоблоки передавались в страны с формирующимся рынком в рамках крупных инвестиционных сделок. Ярчайшим примером остается плавучая атомная электростанция на базе судна-баржи, ориентированная на обеспечение энергоснабжения населенных прибрежных районов и поддержки грузопотоков. Ее внедрение подчеркивает растущие потребности в надежной и гибкой инфраструктуре электро- и теплообеспечения особенно в мегаполисах [6]. Одновременно увеличивается заинтересованность в топливных циклах следующего поколения, где помимо затрат на обращение с отходами учитывается более широкий коммерческий потенциал: от сельскохозяйственного сектора до крупных транспортных узлов.

Важную роль играет и то, что подобные реакторы приобретаются, как правило, на условиях кредитов, выплачиваемых десятилетиями. Это надолго закрепляет технологические решения, выбранные при строительстве АЭС, и формирует монопольное положение производителей, которые обязуются обеспечивать топливо и обслуживание. Такой механизм гарантирует продолжительный возврат инвестиций и стимулирует непрерывный поиск инноваций, способных сохранить конкурентоспособность и повысить безопасность ядерной энергетики.

2. Торий как ядерное топливо

В Королевском технологическом институте (Стокгольм, Швеция) была выполнена серия диссертаций, посвященных переработке тория в реакторах и тонкостям ядерно-физического моделирования в странах-производителях. Похожая исследовательская работа ведется и в других государствах, где проявляется растущий коммерческий интерес к этому металлу. В США, несмотря на то что около одной трети мировых запасов монацита и других перспективных руд для извлечения тория сосредоточено именно там, долгое время коммерческое применение тория оставалось в тени. Однако в последние годы высказывания представителей профильных государственных органов и научных факультетов указывают на актуальность изучения возможностей внедрения тория в действующие энергоблоки, а также на важность проработки проектов электростанций четвертого поколения, ориентированных на торий.

В прошлом в США были очищены значительные объемы тория параллельно с добычей «чистого» и «нечистого» урана, при этом часть высококачественного уранового продукта шла на программы по разработке ядерного оружия. Так торий, со своими уникальными свойствами, оказался вовлечен в военные проекты, что невольно тормозило его массовую коммерческую эксплуатацию. Тем временем в популярной прессе периодически возникала волна ожиданий о скором наступлении «эры тория», но неоднозначность выводов и промышленная инерция на практике замедляли эти процессы. В реальности цикл производства и эксплуатации ториевого топлива крайне сложен и включает множество систем: контроль химических и радиационных примесей, восстановление U-233, защиту персонала от сильного гамма-излучения и прочие элементы технологической цепочки. Кроме того, в странах-про-

изготовителях приходится учитывать множество аспектов, связанных с безопасностью поставок топлива и диверсификацией источников энергии.

2.1 Свойства и характеристики тория

Торий (Th-232) относится к актиноидам и представляет собой производительный (размножающийся) материал, поскольку при поглощении тепловых нейтронов может превращаться в тяжелые делящиеся ядра [7]. Поскольку создание таких ядер нередко требует серии последовательных нейтронных захватов, далеко не все поглощенные нейтроны будут приводить к делению, что накладывает ограничения на эффективность воспроизводства. По оценкам авторов работы [8], суммарные мировые запасы тория достигают порядка 7590 тыс. тонн, при этом крупнейшие объемы сосредоточены в Бразилии, Турции, Индии, Австралии и США (таблица 1).

Наиболее распространенные природные формы тория (ThO_2 , ThSiO_4 и монацитовый песок) дают в основном изотоп Th-232, который считается условно делящимся в тепловом спектре. Он может расщепляться при определенных схемах в реакторе, хотя внутренняя способность к самоподдержанию цепной реакции у него ограничена.

Оксид тория (ThO_2) обладает целым рядом ценных свойств. Он химически инертен, имеет более высокую теплопроводность по сравнению с UO_2 и способен работать при более высокой температуре топлива при тех же уровнях тепловой мощности в реакторе типа PWR. Перечисленные особенности делают топливо ThO_2 перспективным для повышения теплового КПД. Кроме того, коэффициент термического расширения ThO_2 ниже, чем у UO_2 , что в сочетании с отсутствием заметного зазора («pre-contact gap») при эксплуатации помогает снизить контактное давление между топливом и оболочкой топливного

элемента. Это, в свою очередь, уменьшает риск вздутия оболочки из-за внутреннего давления газов деления и повышает срок службы твэлов.

Ключевым моментом является более высокая температура плавления ThO_2 (порядка 3300 °C), что при аварийных сценариях (например, ULOF в бассейне отработанного топлива) потенциально способно отложить момент неконтролируемого роста реактивности. Ряд экспериментов с топливом ThO_2 еще в 1960-х показал, что при повышении мощности «рывком» производительность такого топлива может превосходить UO_2 . Главным образом это связано с термомеханическими преимуществами тория.

Новые испытания показали, что равномерная незернистая структура ThO_2 , полученная с помощью усовершенствованных технологий, обеспечивает еще большую надежность и позволяет рассчитывать на значительную глубину выгорания – выше 200 ГВт·сут/т, характерных для UO_2 . В ряде расчетных сценариев упоминаются возможности в диапазоне 500 ГВт·сут/т для (Th-U) O_2 и даже 800 ГВт·сут/т для (Pu-U) O_2 . Однако при больших выгораниях накопленные дозы облучения оболочки увеличиваются, что связано с повышенным риском коррозионно-механических дефектов (SCC). Подобные эффекты изучались в ходе ранних программ ThO_2 -топлива в тяжеловодных CANDU, где многочисленные прототипные облучения и эксперименты подтвердили его жизнеспособность при соответствующих технологиях изготовления и контроля качества.

2.2 Сравнение тория с ураном в качестве ядерного топлива

В отличие от урана торий изначально не является расщепляющимся и требует многолетнего облучения в реакторе, чтобы в нем накопился делящийся изотоп уран-233. Дополнительная сложность

Таблица 1. Оценка запасов тория в мире (верхняя оценка) [8]

Страна	Запасы тория (тыс. тонн)	Страна	Запасы тория (тыс. тонн)
Бразилия	1300	Канада	172
Турция	880	Россия	155
Индия	846	Южная Африка	148
Австралия	521	КНР	100
США	434	Гренландия	93
Норвегия	430	Казахстан	50
Египет	380	Остальные страны	1781
Венесуэла	300	Весь мир	7590

заключается в том, что наряду с U-233 образуется уран-232, сопровождающийся гамма-излучением дочерних продуктов (Tl-208 и Bi-212), повышающим радиационные риски и усложняющим обращение с топливом. Очевидно, что существующие методы облучения, применяемые для уранового топлива, не могут быть механически перенесены на торий: топливный цикл тория требует иных схем и более продуманного контроля.

Тем не менее, в легководных реакторах (LWR), которые вырабатывают львиную долю атомной электроэнергии в мире, переработка и повторное изготовление ториевого топлива практически не создают условий для быстрого перенаправления материалов в военные программы. Таким образом, промышленная программа по внедрению ториевых сборок в PWR может оказаться успешной при выполнении ряда условий: необходимо обеспечить стабильные механические свойства ториевого топлива, адаптировать имеющиеся технологии производства (или создать новые) и по возможности свести к минимуму доработки конструктивных узлов самого реактора.

Различные исследования указывают, что использование природного тория в качестве единственного источника топлива не позволяет достичь воспроизводства в тепловом спектре. При этом богатая библиография демонстрирует широкий спектр вопросов, связанных с применением U-233, переработкой отработанного ториевого топлива и мерами нераспространения. Отмечается, что при повторной переработке PWR-отработки на основе Th-U циклов плутоний сохраняет свои основные изотопы, а истощение изотопного состава U-233, возникающее при выгорании, не становится критической проблемой. Дополнительно простые варианты управления топливом (например, затравка-бланкет) позволяют рационально использовать накапливаемый U-233. Однако в средах, где содержание U-233 велико, накапливающиеся долгоживущие изотопы (^{232}U , ^{228}Th , ^{224}Ra) ведут к росту радиоактивности и требуют особенно строгого контроля, поскольку резко увеличивают гамма-фон и усложняют обращение с топливом [9].

3. Проектные концепции для ториевых реакторов

В ряде стран, обладающих собственным производством реакторов и топливных установок, торий (Th) рассматривается как перспективный ресурс для долгосрочного развития энергетики

[10]. Такие государства оценивают возможность развертывания полного ториевого топливного цикла, включая все стадии производства и переработки топлива, а также потенциальное применение тория в мобильных установках. Разработан широкий спектр вариантов топливных циклов, ориентированных на использование тория; их конфигурация может различаться в зависимости от наличия PWR или HWR, планов по продлению сроков службы существующих реакторов и возможностей производственной инфраструктуры.

Выбор конкретной конструкции, адаптированной к ториевому топливу, диктуется не только характеристиками самого топлива и технологиями его изготовления, но также размерами и типами энергоблоков, доступностью производственных мощностей, а порой и политическими или идеологическими факторами. В легководных реакторах (LWR) торий обычно рассматривается как фертильный материал, открывающий возможности для масштабных закрытых циклов. Часть проектов предполагает адаптацию PWR для рецикла тория. В Канаде, где развита тяжеловодная техника (CANDU), анализируются варианты постепенного перехода от однократного уранового цикла к почти самоподдерживающимся (Th-U) системам. При этом активно обсуждаются разные модификации топливных каналов. Япония, со своей стороны, разработала несколько концепций LWR, способных работать с торием, включая высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы, что подчеркивает интерес к повышенной эффективности и потенциальным преимуществам ториевого цикла.

3.1 Типы реакторов: твердотопливные, жидкосолоевые и системы с ускорителем

Мировая энергетика сталкивается с ростом спроса, обусловленным увеличением населения, а также с необходимостью снизить негативное воздействие на климат. Сжигание угля и других ископаемых видов топлива остается ведущим источником выбросов CO_2 , тогда как производство и переработка солнечных панелей и ветрогенераторов также требуют значительных энергетических затрат. На этом фоне поиск массовых и, вместе с тем, экологичных технологий остается сложной задачей. Усиление курса на «зеленую» энергию и меры по сокращению парниковых газов стимулировали разработку новых ядерных концепций, включая высокотемпературные, ториевые, гибридные реакторы и другие установки будущего поколения [11].

На рис. 2(а) приведен вариант использования ториевого топлива в легководном реакторе (LWR) при открытом цикле; схожий подход применим и к тяжеловодным реакторам (HWR), где возможно введение смеси с ~5% UO_2 (при 19,75% обогащения по ^{235}U) и ~95% тория. На рис. 2(б) представлена схема замкнутого ториевого цикла для LWR, а на рис. 2(в) – опция «симбиотического» цикла с участием быстрых реакторов (FR) и HWR. Наконец, рис. 2(г) отображает концепцию ториевого реактора на расплавленных солях.

Хотя торий часто выделяют как перспективное ядерное топливо с рядом полезных физико-химических свойств, распространение данной технологии сопряжено с целым спектром сложностей. К ним относятся необходимость глубокой проработки ядерно-физических явлений, создание специальной инфраструктуры и подготовка квалифицированных специалистов. Из-за этого проектирование, возведение и эксплуатация подобного рода реакторов могут оказаться слишком затратными для многих развивающихся стран.

Для анализа наиболее реалистичных решений и последующей адаптации к экономике

стран-производителей проводится критический разбор различных конструктивных вариантов, позволяющих обеспечить баланс между безопасностью и экономической эффективностью [12]. На практике ториевые реакторы чаще всего относят к одному из трех классов: твердотопливные, работающие с расплавленной солью и управляемые ускорителем (ADS). Рассмотрение в настоящем обзоре ограничено именно этими тремя типами систем.

3.2 Топливный цикл и методы переработки

В течение 1970-1980-х годов передовые страны активно вводили в эксплуатацию легководные реакторы (LWR). Их число росло по всему миру, однако в какой-то момент они достигли относительного насыщения. В то же время некоторые развивающиеся страны только недавно запустили свои первые проекты по строительству атомных электростанций. В то же время индустриально развитые страны, которые в настоящее время выводят из эксплуатации часть своего парка LWR, пересматривают свою долгосрочную ядерную

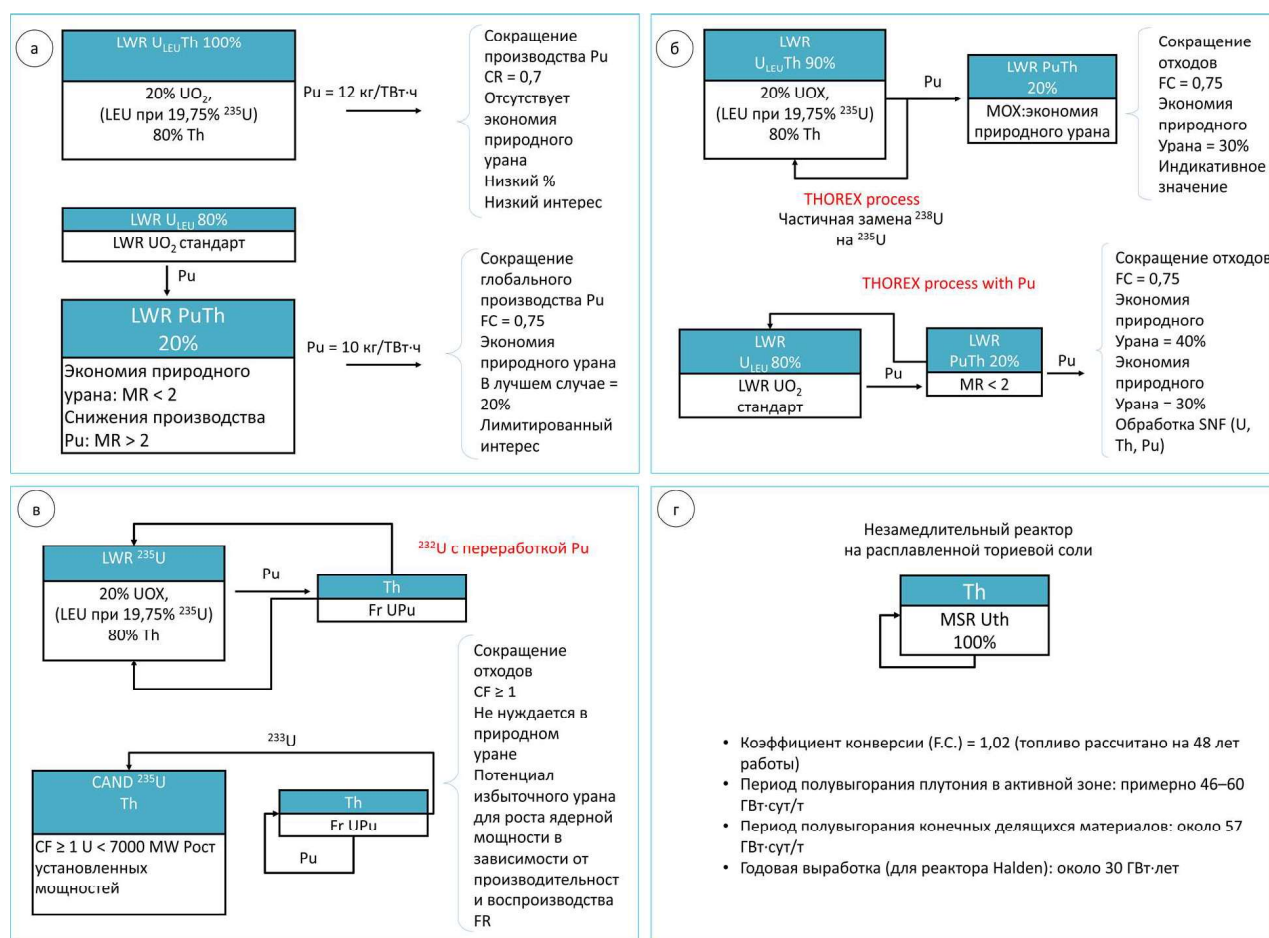


Рис. 2. Топливный цикл на основе тория [13].

стратегию. С одной стороны, они обеспокоены высокими капитальными затратами и длительными сроками строительства новых блоков. С другой стороны, растут требования по нераспространению и безопасности. В поисках конкурентного преимущества начали рассматриваться инновационные топливные циклы, включая способы трансмутации минорных актинидов (МА).

На рис. 3 представлена схема ADS (ускорительно-управляемых систем) реализации замкнутого топливного цикла с участием быстрых реакторов. В частности, показана субкритическая установка на тории, охлаждаемая жидким свинцом, а также проиллюстрированы возможности совмещения таких систем с быстрыми реакторами (FR) для почти полного «замыкания» цепочки.

На рисунке 4 представлены возможности осуществления закрытого топливного цикла в случае быстрых реакторов и ADS. Рисунок 4(а) иллюстрирует схему работы открытых и частично замкнутых топливных циклов. На рис. 4(б) представлена схема полностью замкнутого цикла на основе БР и ADS.

На практике предлагаются решения, включающие частичную или полную замену природного урана (NU) в топливных сборках реактора (например, усовершенствованного PWR) на торий. Для компенсации различий в урановом и ториевом топливном балансах могут проектироваться стержни увеличенного диаметра, что снижает частоту перезагрузок и повышает выгорание. Также используются комбинации сборок, содержащих «затравку» (делящийся материал) и «бланкет»

(торий), позволяющие более рационально расходовать делящиеся изотопы вплоть до момента, когда торий начнет активно воспроизводить уран-233. Параллельно предпринимаются усилия по избежанию разделения плутония, что достигается методами сухой переработки и применением оболочек из обогащенного циркония.

В топливной индустрии уже наработан опыт выпуска сплава U-Pu-Zr в виде мини-таблеток, заключенных в модифицированный цирконий. Для оценки поведения такой комбинированной сборки (включая ториевую составляющую) проводятся облучательные испытания, позволяющие выяснить тепловой режим сборки при первой загрузке тория, а также проверить термогидравлические и воспроизводящие свойства реактора с подобной смесью [14].

4. Параметры ядерного топлива

В данном разделе рассматриваются ключевые параметры топлива, применяемого в ядерных реакторах, включая комбинации из природного или обедненного урана и тория. Для каждого варианта описывается базовое состояние (например, урановое топливо UO_2 или чистый ThO_2) и то, каким образом параметры могут изменяться при замене одного компонента другим. В качестве примера исследований упоминаются модели реакторов Advanced Heavy Water (AHD) или CANDU, где обычно используется урановое топливо, и на их основе анализируется как изменяются характеристики при введении тория.

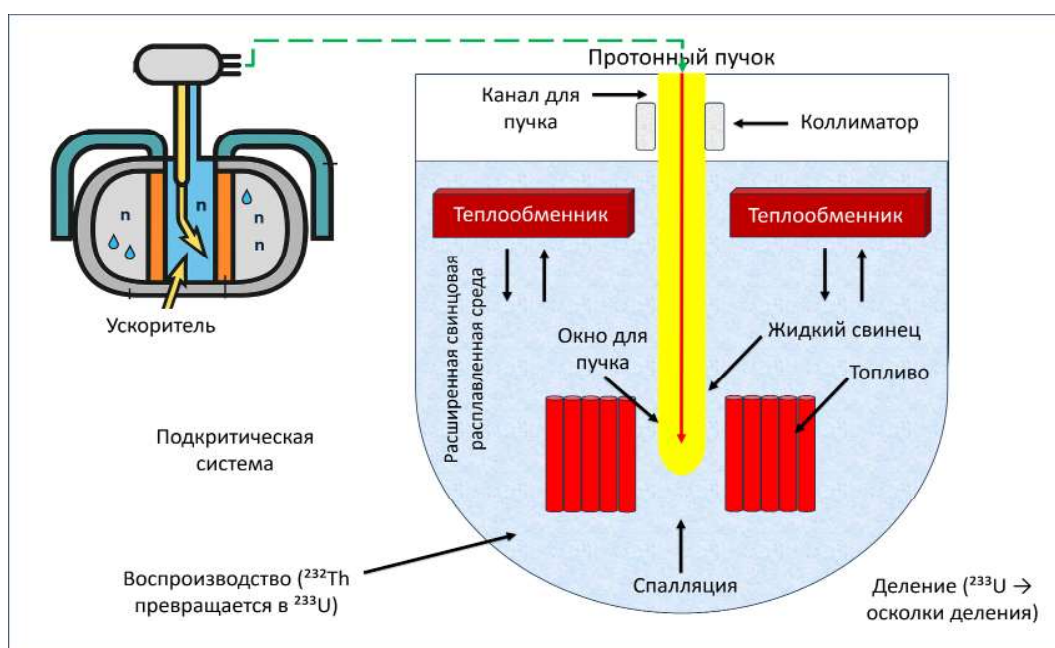


Рис. 3. Схематическое изображение ториевой ADS (адаптированные иллюстрации [15, 16])

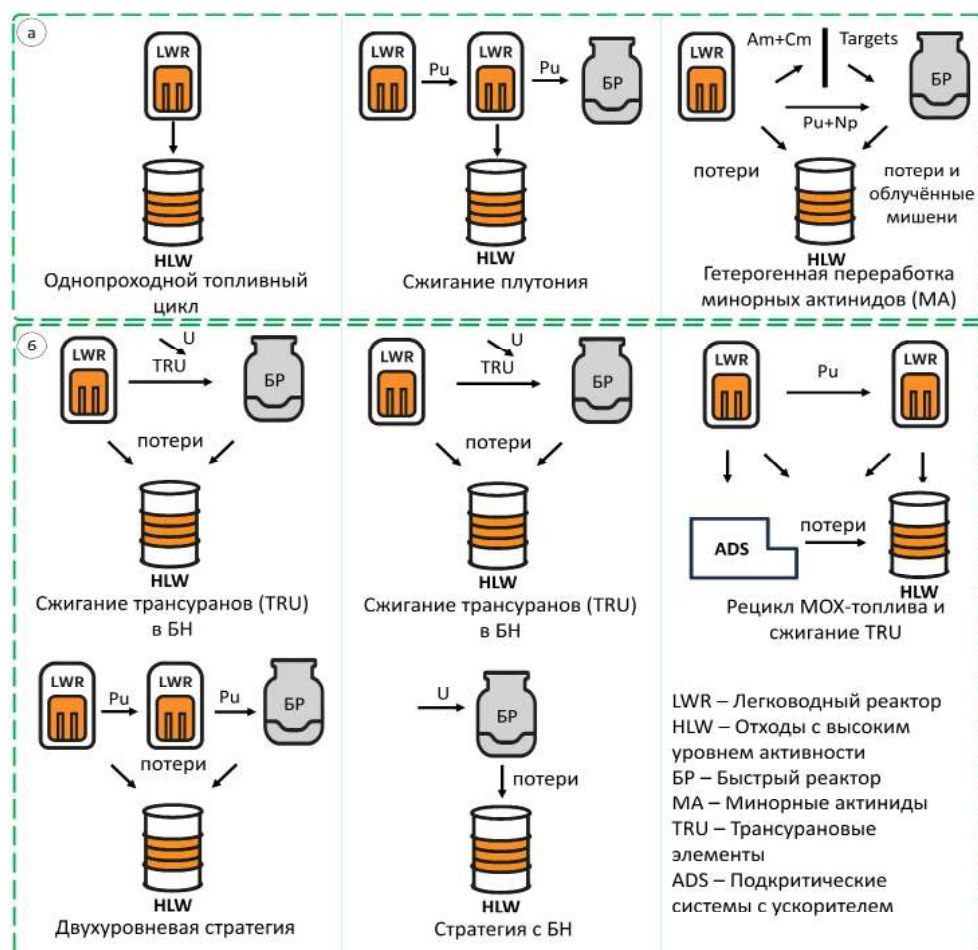


Рис. 4. Возможности осуществления закрытого топливного цикла в случае быстрых реакторов и ADS (адаптированные иллюстрации [17]): (а) – открытые и частично замкнутые топливные циклы; (б) – полностью замкнутые циклы на основе БР и ADS.

Важным выходным показателем служит выработка электроэнергии, которая зависит от глубины выгорания, доступного интервала перегрузки и возможностей реактора по «отслеживанию нагрузки». Сначала рассматриваются литературные источники, посвященные влиянию топлива на гибкость реактора: оказывается, что существующие энергоблоки испытывают двойные ограничения. Во-первых, у урановых сборок (UO_2) распухание во время облучения влияет на теплопроводность и вызывает механический контакт продуктов деления с газами в зазоре твэла. Во-вторых, проблемы возникают при высокой плотности мощности в локальных зонах тепловыделения: помимо использования нейтронных поглотителей, снизить этот пик можно только уменьшением максимальной мощности. Для новых топливных типов предложено множество методик, направленных на преодоление подобных ограничений, однако в данном обзоре рассматриваются лишь те решения, которые непосредственно связаны с физико-химическими свойствами самого топлива [18].

4.1 Уровни обогащения и изотопный состав

Большинство расчетов по внедрению тория в реакторы с делящимся ураном исходят из необходимости более высокого обогащения ^{235}U – свыше 5%. На практике в передовых странах обогащение обычно ограничивается 4%, что считается «стандартным» уровнем для топлива LWR. Но при наличии крупных запасов уранового сырья можно применять обогащенный уран ~ 4%, поскольку он обеспечивает критическое преимущество в реактивности при добавлении тория. В странах-производителях, где разрешенный уровень обогащения относительно невысок, эксплуатация топливной сборки осуществляется в течение 3-4 лет, что постепенно снижает среднее обогащение в активной зоне. При низком содержании ^{235}U торий оказывается более подходящим для реакторов типа PWR [19].

В тяжеловодных установках (CANDU) есть существенное преимущество: возможность «онлайн-дозагрузки» без остановки реактора. Бла-

годаря тяжелой воде в роли замедлителя и охлаждающей среды реакторный плутоний при захвате нейтронов превращается в делящийся уран. Здесь воспроизводство делящегося вещества идет в двух взаимосвязанных циклах. Первый основывается на превращении ^{238}U в ^{239}Pu , причем начальный плутоний, используемый для затравки, может составлять около 4% PuO_2 . Во втором цикле уже образованный ^{232}Th - ^{233}U воспроизводится за счет оставшегося ^{238}U , если в топливной решетке достаточно долго поддерживается время жизни нейтронов (примерно на одну шестую больше, чем в стандартной конфигурации). Такая сложная схема повышает эффективность использования ядерного сырья и расширяет потенциал ториевого топливного цикла.

4.2 Характеристики выгорания и отходы

Торий более распространен в природе чем уран, имеет более высокую энергетическую емкость и часто залегает в крупных месторождениях, что обеспечивает потенциал для существенного расширения мировых атомных мощностей. Современные исследования [20] охватывают различные технологические схемы, предлагая в качестве примера реакторы с тяжелой водой под давлением (PHWR). Описание таких установок анализирует как ядерно-физические ограничения по выгоранию топлива, так и практические аспекты внедрения тория в различные типы реакторов.

В некоторых странах, расширяющих свой атомный парк, PHWR по-прежнему рассматриваются как одна из перспектив. Однако у ряда крупных «традиционных» производителей этот тип энергоблоков не получил широкого распространения. В любом случае подходы к эксплуатации «тяжеловодных» систем тесно связаны с конструктивными нюансами. Например, в одном из описаний «тяжеловодных» систем указано, что топливный пучок в стальном корпусе заполняется высокочистым гелием, циркулирующим в центре твэла, а основной делящийся компонент представляет собой смесь тория и урана. Управляющие стержни размещают в первичных каналах, а вокруг них расположены четыре каландрические трубки, две из которых выполняют функцию замедлителя (на основе дейтерия), а две экранируют активную зону. Все компоненты выполнены из нержавеющей стали (в основном с высоким содержанием железа) и со временем может потребоваться их замена из-за радиационного охрупчивания. Тяжелая вода как замедлитель обеспечивает высокий коэффициент

размножения нейтронов и позволяет глубже выжигать топливо, в том числе ториевое. При выгрузке отработанные пучки перемещаются в конечный дефлектор реактора, где они дополнительно экранируются специальными заглушками.

5. Типы теплоносителей в ториевых реакторах

Возможный выбор охлаждающей среды для ториевых FHR включает эвтектические смеси с участием лития, свинца, а также Flibe или Flerovium. При оценке перспективности каждого варианта учитывают их физико-химические свойства, устойчивость к радиационному облучению, безопасность и совместимость с материалами конструкций. В конечном итоге анализируются опыт и наработки, полученные при проектировании и эксплуатации энергореакторов в разных странах. По итогам делается выбор наиболее подходящего теплоносителя, необходимого для эффективной и безопасной работы ториевых FHR.

5.1 Жидко-солевые теплоносители

В качестве переносчиков тепловой энергии в ядерных установках традиционно используются жидкие среды, различающиеся по своей плотности и химическим свойствам. Легководные реакторы (LWR), включая PWR и BWR, нашли наибольшее распространение в мировой атомной индустрии, однако ториевый топливный цикл потенциально совместим и с ними, и с тяжеловодными системами (HWR) при условии соответствующего обогащения делящимся изотопом (^{235}U или ^{239}Pu). В то же время тяжелые жидкометаллические теплоносители (например, натрий или свинец) обладают другими преимуществами и недостатками, связанными с химической реактивностью.

В настоящем разделе основной акцент делается на жидко-солевых средах, которые рассматриваются как альтернатива тяжелым жидкометаллическим хладагентам. Расплавленные соли применялись еще в военных реакторах (например, в опытных установках с урановым топливом, включая проект MSRE). Экспериментальный реактор на расплавленных солях (MSRE) функционировал в США и позволил получить значительные наработки по обращению с жидким топливом и солью-охладителем в рамках отдельной программы исследований, которые включали анализ технологических и ядерно-физических свойств систем, охлаждаемых расплавленной солью, в том числе при использовании ториевого топлива.

При проектировании подобных установок рассматривают нейтронный баланс для определения критичности и количества топливных сборок, необходимых в активной зоне. Для этого требуется оценивать усредненные однородные поперечные сечения материалов с учетом температуры, плотности и групповых энергетических распределений нейтронов. Важным моментом является согласование таких поперечных сечений с энергетическими спектрами деления тяжелых ядер, чтобы корректно описать процессы деления и поглощения нейтронов при взаимодействии расплава, топлива и конструкционных материалов.

5.2 Газовые теплоносители

Исторически первым проектом газоохлаждаемого реактора (GCR) считается конструкция, предложенная Э. Вигнером, а затем доработанная в виде шаровых затворов (PBMR). Основную роль теплоносителя в таких системах выполняет гелий благодаря тому, что они могут работать на высоких температурах. Однако гелий обладает крайне малой плотностью и высокой проницаемостью, что усложняет задачу по сохранению стабильного давления: нередко требуется турбонаддув на сжиженном газе или герметичный теплообменник с двойными стенками.

Современные варианты газоохлаждаемых гелиевых реакторов требуют более сложных инженерных решений, чем те, что изначально предполагалось использовать (созданные для ранних GCR). В странах-производителях разработаны различные подходы к новым конструкциям GCR и ведется глубокое технологическое сотрудничество, однако необходим критический анализ степени безопасности и надежности данных систем. При лицензировании важны детальные планы по обеспечению термогидравлической стабильности и нейтронной защиты основных узлов. Все заявленные инновации в конструкции стенок и охлаждающих систем должны быть подтверждены экспериментальными данными или убедительным компьютерным моделированием [21].

5.3 Жидкометаллические теплоносители

Идея заменить воду альтернативными средами в реакторах возникла для устранения характерных недостатков LWR, связанных с риском паровых взрывов и коррозионной активностью при высоких температурах. В результате жидкометаллические носители тепла (натрий, свинец или

свинец-висмут) стали рассматривать как перспективный вариант, особенно для систем трансмутации, включая подкритические реакторы (ADS). Подобные установки должны повысить безопасность атомной отрасли и обеспечивать эффективное управление радиоактивными отходами.

В Японии уже ведутся работы по демонстрационной установке с жидкометаллическим теплоносителем, запуск которой планировался на 2020-е годы, а ввод в эксплуатацию – на середину 2020-х [22]. Однако примеры крупных проектов показывают, что сроки и бюджеты часто превышают ожидания: так, в Финляндии при строительстве нового PWR срок выполнения затянулся на 9 лет, а смета выросла в 4 раза. В то же время в США затраты на лицензирование ряда подобных технологий составляют миллиарды долларов. Для сравнения, крупнейший проект термоядерного реактора ИТЭР во Франции, строительство которого длилось 8 лет, до сих пор не введен в эксплуатацию. Эти факты свидетельствуют о сложности и длительности реализации новых реакторных концепций, требующих разработки и испытания новых материалов и технологий.

6. Источники нейтронов в ториевых реакторах

В подкритических системах (ADS) для поддержания делящихся процессов необходимо внешнее поступление нейтронов. Варианты таких источников делятся на два основных типа. Первый – компактный «простой» вариант, где, например, используется матрица из природных блоков UF_4 , облучаемая импульсным протонным пучком от электростатического ускорителя. Ускоритель может находиться вне целевой зоны или представлять собой полициклотронную установку под активной зоной. Второй – объемный источник на основе тяжелой мишени (тантал, свинец) с протонным пучком, подающимся спирально в плоскости, перпендикулярной вертикали подкритической установки. Более чем двукратное увеличение нейтронной интенсивности достигается благодаря массивному свинцовому отражателю, имеющему форму параболоида-сферокалота; при этом зона отражения и замедления могут располагаться отдельно, что повышает плотность распределения нейтронной интенсивности [23].

Использование откольного источника выгодно, так как интенсивность нейтронов внутри мишени не падает в отдельных ее зонах в отличие от цилиндрических камер, где локальное затухание происходит быстрее. Считается, что многократ-

ные отражения нейтронов от мишени и отражателя-замедлителя позволяют достичь большего объема с повышенной плотностью нейтронов, что особенно важно для поддержания реакций ториевого цикла в подкритической среде.

6.1 Источники нейтронов, управляемые ускорителем

Одной из перспективных ядерных технологий является проект реактора с разделенной активной зоной: одна часть содержит урановое топливо, другая – чисто ториевое. В рамках такой концепции ADS может позволить довести установки до критического состояния или работать на подкритических значениях, более безопасных с точки зрения регулирования мощности. Параметры управляющих и компенсационных стержней, а также их длины и взаимное расположение подбираются по результатам моделирования (например, методом Монте-Карло) и требуют дополнительных экспериментов для окончательной проверки.

В развитых странах ториевый топливный цикл приобрел интерес ввиду обильных запасов урана и политики диверсификации ядерного топлива. Однако именно в субкритических системах (где требуется внешний источник нейтронов) использование обогащенного урана или плутония зачастую ограничивается требованиями Договора о нераспространении ядерного оружия. До сих пор применение тория осложнялось рядом факторов, включая относительно низкие цены на уран, а также токсичность и радиационную опасность продуктов деления тория. Для повышения безопасности предлагаются меры по укреплению защитных барьеров, в том числе использование различных комбинаций поглощающих и управляющих стержней, позволяющих варьировать мощность и тепловой режим реактора (в режиме ручного, силового или охлаждающего каналов). В некоторых схемах предусмотрены бериллиевые и водные (оксид дейтерия) отражатели, а также дополнительные каналы для вывода пучка нейтронов и измерительных инструментов [24]. Окончательная компоновка такой системы требует дальнейшего подтверждения и экспериментов для надежного поддержания необходимой плотности нейтронов в зоне ториевого топлива.

6.2 Источники деления и синтеза нейтронов

Для испытания материалов и воспроизводства

делящихся изотопов могут быть использованы как делительные, так и термоядерные источники нейтронов. С 1950-х годов делительные источники активно использовались для наработки дополнительных материалов, компенсируя расход делящегося вещества в энергетических реакторах. В то время термоядерные источники рассматривались преимущественно в теоретическом плане, но в настоящее время интерес к ним растет.

В сценариях, использующих термоядерные источники нейтронов (например, ARC-класса) для воспроизводства делящегося TRU, в том числе для военных целей, требуется тепловая мощность порядка 2 ГВт (или меньше). Также могут возникнуть дополнительные требования для воспроизводства трития. Стандартные значения предполагают коэффициент порядка 0,8, однако в некоторых исследованиях принимают значение 0,45. Это связано с тем, что D-T-альфа-процесс может привести к делению ^{234}U , сопровождающемуся выходом трития из ^6Li ; при этом уровень обогащения литием 6 должен быть выше, чем в обычных топливных смесях. Расчеты по TBR (tritium breeding ratio), остаточному теплу и самозащите показывают, что добавление ^6Li в бланкет позволяет получать дополнительный ^{233}U , но требует тщательного контроля обогащения. Например, если обогащение ^6Li увеличивается с 8 до 91 ат. % (бланкет AKITEX), то полный расход дополнительных 2 ат. % может занять около 24 лет. Моделирование с разовым добавлением увеличивает среднее время обнаружения, что может быть критично для задач нераспространения [24].

Практическое воплощение мощных источников нейтронов синтеза (свыше 2 ГВт тепловой мощности), способных работать в течение десятилетий, вызывает вопросы контроля материалов и времени их обнаружения. Ограничения по производительности компонента, обращенного к плазме (PFC), накладывают требования на максимальную длительность импульса, уровень обогащения ^6Li и др. В реализуемых проектах, связанных с высокотемпературной плазмой, одновременно достичь высокого коэффициента размножения трития и облегченной конструкции PFC оказывается довольно сложной задачей. Часто подчеркивается необходимость передавать более 96% энергии от плазмы к бланкету, что технически сложно. Все это говорит о том, что развитие гибридного термоядерного цикла, используемого в воспроизводстве ториевого топлива или TRU, сталкивается с серьезными научно-техническими проблемами.

7. Заключение

На фоне растущего мирового спроса на легководные реакторы сохраняется интерес к более безопасным и экономически эффективным конструкциям ядерных установок. Несмотря на широкое распространение PWR поколений Gen I и Gen II, ожидается, что к 2030 году ряд стран примет у себя модернизированную технологию Gen III+ (например, EPR французской Areva). При разработке АЭС будущих поколений зачастую предусматривают подземное размещение основных элементов, а система удержания формируется из нескольких барьеров, повышающих уровень безопасности. Существенная часть технологий, применявшихся в реакторах предыдущих поколений, уже стандартизирована в МАГАТЭ и учтена в окончательном варианте EPR.

Использование изотопа ^{232}Th для изготовления топлива ставит перед специалистами целый комплекс ядерно-физических и инженерных вопросов. Страны, обладающие признанными TRU-PWR (с технологией системы C General Electric), сейчас либо адаптируют свой урановый цикл к новым условиям, либо переходят к иным вариантам топливного цикла. Так «быстрый» ториевый реактор может стать одним из «горячих» кандидатов в странах, заинтересованных в долгосрочной стабильности поставок. С этой целью рассматриваются топливные сборки на базе $(\text{Th-U})\text{O}_2$.

Проведенные исследования существенно расширили понимание масштабов и особенностей как ториевых систем, так и реакторов на базе ^{235}U и ^{239}Pu в тепловом и быстром спектрах. Новые идеи по их развитию регулярно публикуются и обсуждаются на авторитетных научно-технических площадках. Следует отметить, что MSBR (Molten Salt Breeder Reactor) в принципе способен генерировать оружейный U-233, хотя документально не подтверждено ни одно реальное испытание боеприпаса на основе U-233. Между тем, в Индии есть крупная программа по внедрению урана-233 совместно с ^{239}Pu , получаемым из тория, в качестве blankets для быстрых реакторов-размножителей.

Интерес к конструкциям PBMR (Pebble Bed), HTGR и Molten Salt заметно возрос в последние годы благодаря перспективам, связанным с поколением «шестого» или «дальнейшего» поколения реакторов.

Наряду с США, Францией и Великобританией, обладающих специализированными программами (GT MHR, ESBWR, AP 1000), к международной

кооперации в сфере ядерных инноваций все активнее подключаются и другие страны (например, Италия), стремясь обновить инфраструктуру собственной атомной энергетики.

Технологический скачок в области ториевых реакторов, начавшийся в 1960-1970-х годах в США и Германии, сопровождался созданием экспериментальных установок и испытаниями топлива. Тем не менее тогда развитие ограничилось некоторыми странами Западной Европы и США. Известно, что подобные исследования велись и в Нидерландах в 1980-х годах, в которых тестировались смеси тория в составе фторсолевого расплава U(VI)). Еще более ранние инициативы по совершенствованию компенсаторов давления в PWR 1950-1960-х годах тоже учитывали высокотемпературные решения (с аммиаком), хотя и не нашли массового применения.

Ряд вариантов производства топлива уже существует: прямая переработка в активной зоне с замкнутым циклом, а также инертное матричное топливо (на основе циркониевых сплавов) для утилизации актинидов Th. Каждая из этих технологий предъявляет собственные требования к ядерно-физическому моделированию, химическим процессам и методам изготовления. Существенную роль играют вопросы распространения, утилизации отходов и обеспечения долгосрочной безопасности. Политические, социологические и экономические факторы нередко оказывают не меньшее влияние на принятие решений, чем техническая проработка. Рекомендации по будущим исследованиям и разработкам:

- активно формировать кадровый потенциал в области физики реакторов и ядерной инженерии, в том числе уделяя особое внимание разработке и верификации компьютерных кодов для моделирования ториевых реакторов и быстрых исследовательских установок;

- поддержка стран-производителей в оценке сложных проектов может включать инициативы по Traveling Wave Sodium Cooled Fast Reactor (TWSFR) или аналогичным реакторам в рамках совместных международных программ;

- проводить комплексные исследования с применением статистических методов анализа ядерных расчетов для снижения неопределенности;

- проводить полевые эксперименты по разработке онлайн-диагностики состояния топливных сборок из тория и blankets, а также мониторинг окружающей среды с точки зрения гетерогенного облучения и нераспространения оружия массового уничтожения.

Таким образом, ториевый цикл является перспективным направлением, подкрепленным развитием технологий и национальными программами, что требует дальнейшей консолидации научных и экономических усилий для обеспечения безопасного и эффективного применения тория в мировой атомной энергетике.

Благодарность

Данное исследование выполнено в рамках реализации научной программы ИРН BR24993225 по программно-целевому финансированию Комитета науки МНВО РК на 2024-2026 годы.

Список литературы

- [1]. Калыбай А.А., Курбанова Б., Мансуров З.А., Хасанейн А., Алсар Ж., Инсепов З. Математические модели активной зоны ториевого реактора // Горение и плазмохимия. – 2024. – Т. 22. – С. 279-295.
- [2]. Инсепов З., Калыбай А.А., Мансуров З.А., Лесбаев Б.Т., Хасанейн А., Алсар Ж. Ядерно-химические характеристики подкритических ториевых реакторов с внешним нейтронным источником: обзор // Горение и плазмохимия. – 2024. – Т. 22. – С. 297-308.
- [3]. Maiorino R.J., D'Auria F., Reza A.J. An overview of thorium utilization in nuclear reactors and fuel cycle // Proceedings of the 12th International Conference of the Croatian Nuclear Society. Zadar, Croatia, 2018.
- [4]. International Atomic Energy Agency. Nuclear Simulation Fuel Cycle System – VISTA / IAEA-TECDOC-1535. – 2007. – Vienna: IAEA.
- [5]. Maiorino R.J., D'Auria F., Stefani G.L., Akbari R. The utilization of thorium-232 in advanced PWR – from small to big reactors // V International Scientific and Technical Conference on Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power (JSC NIKIET), Moscow, 2018.
- [6]. Hombourger B.A. Conceptual design of a sustainable waste burning molten salt reactor // Internet resource. – 2018. <https://inis.iaea.org/records/mhj5h-66v31>
- [7]. Parent E. Nuclear fuel cycles for mid-century development // Internet resource. – 2003. <http://hdl.handle.net/1721.1/17027>
- [8]. International Thorium Energy Organization, “Thorium Resources”, IThO, 2014, available at <http://www.itheo.org/thoriumresources>
- [9]. Maiorino R., Moreira J.M. Recycling and transmutation of spent fuel as a sustainable option for the nuclear energy development // Journal of Energy and Power Engineering. – 2014. – Vol. 8. – P. 1505-1510.
- [10]. Şahin S., Yıldız K., Şahin H.M., Acir A. Investigation of CANDU reactors as a thorium burner // Energy conversion and management. – 2006. – Vol. 47. – P. 1661-1675.
- [11]. Travis B. An effective methodology for thermal-hydraulics analysis of a VHTR core and fuel elements // Internet resource. – 2013. https://digitalrepository.unm.edu/ne_etds/30/
- [12]. Popović M., Bolind A., Cionea C., Hosemann P. Liquid lead-bismuth eutectic as a coolant in generation IV nuclear reactors and in high temperature solar concentrator applications: characteristics, challenges, issues // Contemporary materials. – 2015.
- [13]. Rummana A. Spallation neutron source for an accelerator driven subcritical reactor // Internet resource. – 1970. <https://pure.hud.ac.uk/en/studentTheses/spallation-neutron-source-for-an-accelerator-driven-subcritical-r>
- [14]. Generation IV International Forum. Use of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle // Generation IV International Forum, 2010.
- [15]. Rubbia C., Does Nuclear Energy have Any Future? // Keynote Paper Presented in the ICTP. Italy, 2005, 17 October
- [16]. Islam M.S. Alternative Energy Sources for Energy Crisis: Rethinking the Global and Bangladesh Perspectives // Journal of Technology. – 2017. – Vol. 6(1). – P. 19.
- [17]. NEA. 2002. Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study. Technical report, Nuclear Energy Agency.
- [18]. Ball J.L., Peterson E.E., Kemp R.S., Ferry S.E. Assessing the risk of proliferation via fissile material breeding in ARC-class fusion reactors // Nuclear Fusion. – 2025. – Vol. 65(3).
- [19]. Mash D.R., Ottenberg A. Status and future requirements for the uranium-233 power reactor program // U.S. Atomic Energy Commission. – 1957.
- [20]. Jewell J., Vetier M., Garcia-Cabrera D. The international technological nuclear cooperation landscape: a new dataset and network analysis // Energy Policy. – 2019. – Vol. 128. – P. 838-852.
- [21]. Murray C.L. India's nuclear power program: a study of India's unique approach to nuclear energy. – 2006. <http://hdl.handle.net/1721.1/41594>
- [22]. Oliveira Lainetti P.E. et al. A MoU to create a Consortium of Academics from Universities promoting the use of THORium (COAUTHOR). – 2019.

- [23]. D'Auria F. Nuclear fission: from E. Fermi to Adm. Rickover, to industrial exploitation, to nowadays challenges / *Advances in Science, Engineering and Research*. – 2019. – Vol. 4. – No. 1. – P. 17-30.
- [24]. Maiorino, J.R., Stefani, G.L., Moreira, J. M.L., Rossi, P.C.R., Santos, T.A. Feasibility to convert an advanced PWR from UO_2 to a mixed U/ ThO_2 core – Part I: Parametric studies. *Annals of. Nuclear. Energy* 102, 47–45, 2017

References

- [1]. Kalybai AA, Kurbanova B, Mansurov ZA, Hasanein A, Alsar Zh, Insepov Z (2024) Combustion and plasma chemistry 22:279-295. [https://doi.org/10.18321/cpc22\(4\)279-295](https://doi.org/10.18321/cpc22(4)279-295)
- [2]. Insepov Z, Kalybai AA, Mansurov ZA, Lesbaev BT, Hasanein A, Alsar Zh (2024) Combustion and plasma chemistry 22:297-308. [https://doi.org/10.18321/cpc22\(4\)297-308](https://doi.org/10.18321/cpc22(4)297-308)
- [3]. Maiorino RJ, D'Auria F, Reza AJ (2018) An overview of thorium utilization in nuclear reactors and fuel cycle. *Proceedings of the 12th International Conference of the Croatian Nuclear Society, Zadar, Croatia*
- [4]. International Atomic Energy Agency (2007) *Nuclear Simulation Fuel Cycle System – VISTA*. IAEA-TECDOC-1535, Vienna: IAEA
- [5]. Maiorino RJ, D'Auria F, Stefani GL, Akbari R (2018) The utilization of thorium-232 in advanced PWR – from small to big reactors. *V International Scientific and Technical Conference on Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power (JSC NIKIET), Moscow*
- [6]. Hombourger BA (2018) Conceptual design of a sustainable waste burning molten salt reactor. <https://inis.iaea.org/records/mhj5h-66v31>
- [7]. Parent E (2003) Nuclear fuel cycles for mid-century development. <http://hdl.handle.net/1721.1/17027>
- [8]. International Thorium Energy Organization (2014) *Thorium Resources*. <http://www.itheo.org/thoriumresources>
- [9]. Maiorino R, Moreira JM (2014) Recycling and transmutation of spent fuel as a sustainable option for the nuclear energy development. *Journal of Energy and Power Engineering* 8: 1505-1510
- [10]. Şahin S, Yıldız K, Şahin HM, Acir A (2006) Investigation of CANDU reactors as a thorium burner. *Energy Conversion and Management* 47: 1661-1675. <https://doi.org/10.1016/j.enconman.2005.10.013>
- [11]. Travis B (2013) An effective methodology for thermal-hydraulics analysis of a VHTR core and fuel elements. https://digitalrepository.unm.edu/ne_etds/30/
- [12]. Popović M, Bolind A, Cionea C, Hosemann P (2015) Liquid lead-bismuth eutectic as a coolant in generation IV nuclear reactors and in high temperature solar concentrator applications: characteristics, challenges, issues. *Contemporary Materials*. <https://doi.org/10.7251/COMEN1501020P>
- [13]. Rummana A (1970) Spallation neutron source for an accelerator driven subcritical reactor. <https://pure.hud.ac.uk/en/studentTheses/spallation-neutron-source-for-an-accelerator-driven-subcritical-r>
- [14]. Generation IV International Forum (2010) *Use of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle*. Generation IV International Forum
- [15]. Rubbia C (2005) Does Nuclear Energy have Any Future? Keynote Paper Presented in the ICTP, Italy, 17 October
- [16]. Islam MS (2017) Alternative Energy Sources for Energy Crisis: Rethinking the Global and Bangladesh Perspectives. *Journal of Technology* 6(1): 19. <https://doi.org/10.6000/1929-6002.2017.06.01.3>
- [17]. Nuclear Energy Agency (2002) *Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles: A Comparative Study*. Technical report, NEA
- [18]. Ball JL, Peterson EE, Kemp RS, Ferry SE (2025) Assessing the risk of proliferation via fissile material breeding in ARC-class fusion reactors. *Nuclear Fusion* 65(3). <https://doi.org/10.1088/1741-4326/adb504>
- [19]. Mash DR, Ottenberg A (1957) Status and future requirements for the uranium-233 power reactor program. U.S. Atomic Energy Commission
- [20]. Jewell J, Vetier M, Garcia-Cabrera D (2019) The international technological nuclear cooperation landscape: a new dataset and network analysis. *Energy Policy* 128: 838-852 <https://doi.org/10.1016/j.enpol.2018.12.024>
- [21]. Murray CL (2006) India's nuclear power program: a study of India's unique approach to nuclear energy. <http://hdl.handle.net/1721.1/41594>
- [22]. Oliveira Lainetti PE et al. (2019) A MoU to create a Consortium of Academics from Universities promoting the use of THORium (COAUTHOR)
- [23]. D'Auria F (2019) Nuclear fission: from E. Fermi to Adm. Rickover, to industrial exploitation, to nowadays challenges. *Advances in Science, Engineering and Research* 4(1): 17-30
- [24]. Maiorino JR, Stefani GL, Moreira JML, Rossi PCR, Santos TA (2017) Feasibility to convert an

advanced PWR from UO_2 to a mixed U/ ThO_2 core – Part I: Parametric studies. *Annals of Nuclear Energy* 102: 45-47. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.12.010>

Critical analysis of thorium reactor designs in producing countries

Z. Insepov^{1,2*}, A.A. Kalybay¹, J. Alsar¹,
A. Gajimuradova¹, A. Hassanein², Yu. Sizyuk²,
Z.A. Mansurov³

¹Private Institution "Nazarbayev University Research Administration", Nazarbayev University, 53, Kabanbay Batyr ave., Astana, Kazakhstan

²School of Nuclear Engineering, Purdue University, West Lafayette, IN, USA

³Al-Farabi Kazakh National University, 71 Al-Farabi ave., Almaty, Kazakhstan

ABSTRACT

The article analyses the designs and fuel cycles of thorium nuclear reactors being developed in leading producing countries. Special attention is paid to molten salt reactors (MSR), advanced heavy water reactors (AHWR), high-temperature systems (HTR), and subcritical accelerator-driven systems (ADS). The physicochemical properties of thorium and its behaviour in different types of cores are reviewed. A comparative analysis with uranium fuel is carried out, and the advantages and limitations of the thorium cycle in terms of energy efficiency, radiation safety, and reproduction of fissile isotopes are disclosed. The main design approaches to the integration of thorium into existing and prospective reactor plants, including solid-fuel, liquid-salt and hybrid systems, are described. Possible coolants and external neutron sources as well as spent fuel reprocessing requirements are discussed. On the basis of review and experimental data, recommendations on further directions of scientific and technical research and international co-operation in the field of thorium energy are formulated.

Keywords: thorium reactor, nuclear fuel, molten salts, accelerator-driven system (ADS), fuel cycle, ThO_2 , U-233, nuclear power engineering, fuel elements

Торий реакторларының конструкцияларының сыни талдауы өндіруші елдер

З. Инсепов^{1,2*}, А.А. Калыбай¹, Ж. Алсар¹,
А. Гаджимурадова¹, А. Хасанейн², Ю. Сизюк²,
З.А. Мансуров³

¹"Nazarbayev University Research Administration" жеке мекемесі, Nazarbayev University, Қабанбай батыр даңғылы, 53, Астана, Қазақстан

²Ядролық инженерия мектебі, Purdue University, West Lafayette, IN, USA

³Әл-Фараби атындағы Қазақ ұлттық университеті, Әл-Фараби даңғылы, 71, Алматы, Қазақстан

АҢДАТПА

Мақалада жетекші өндіруші елдерде жасалған торий ядролық реакторларының конструктивті шешімдері мен отын циклдарының талдауы берілген. Ерекше назар балқытылған тұз реакторларына (MSR), ауыр судың жетілдірілген реакторларына (AHWR), жоғары температуралық жүйелерге (HTR) және субкритикалық үдеткішпен басқарылатын жүйелерге (ADS) бөлінеді. Торийдің физикалық және химиялық қасиеттері және оның белсенді аймақтардың әртүрлі типтеріндегі әрекеті қарастырылады. Уран отынымен салыстырмалы талдау жүргізілді, энергия тиімділігі, радиациялық қауіпсіздік және бөлінетін изотоптарды көбейту тұрғысынан торий циклінің артықшылықтары мен шектеулері анықталды. Торийді қолданыстағы және болашақ реакторлық жүйелерге, соның ішінде қатты отын, сұйық тұз және гибриді жүйелерге біріктірудің негізгі жобалау тәсілдері сипатталған. Ықтимал салқындатқыштар мен сыртқы нейтрон көздері, сондай-ақ пайдаланылған отынды қайта өңдеуге қойылатын талаптар талқыланады. Қарау және эксперименттік деректер негізінде торий энергетикасы саласындағы ғылыми-техникалық зерттеулер мен халықаралық ынтымақтастықтың одан әрі бағыттары бойынша ұсыныстар әзірленді.

Түйін сөздер: торий реакторы, ядролық отын, балқытылған тұздар, үдеткішпен басқарылатын жүйе (ADS), отын циклі, ThO_2 , U-233, ядролық энергия, отын элементтері