

Профессор
И.Н.Бекман

ТОРИЙ

Курс лекций

Лекция 6. ПРИМЕНЕНИЕ ТОРИЯ И ЕГО СОЕДИНЕНИ

1. ТОРИЙ В НАУКЕ И ТЕХНИКЕ

Торий не нашёл широкого применения. Тем не менее, примеры его использования в некоторых областях науки и техники найти можно. Например, в науке, основанный на соотношении торий/уран метод геохронологии, используется для датировки различных окаменелостей. В 1913-1920 торий (точнее – продукт его распада – мезоторий) применяли в производстве светящихся красок, которыми наносили цифры на циферблаты часов. Однако, это производство быстро закрыли из-за сравнительно короткого периода полураспада мезотория и из-за его высокой радиотоксичности.

1.1 Применение металлического тория

Из-за своих неудачных механических свойств металлический торий практически никогда не используется как конструкционный материал. Большее распространение получили его сплавы с другими металлами.

Торий – прекрасный материал для изготовления защитных экранов от ионизирующего излучения и изготовления контейнеров для перевозки γ -излучающих радионуклидов. Тем не менее, на практике для этой цели применяют уран.

Торий (1-2%) добавляют в сварочные вольфрамовые электроды, что повышает стабильность дуги. Его также добавляют в состав дуговых углей для увеличения яркости электрической дуги, используемой в прожекторах. Введение тория в состав вольфрамовых нитей для электроламп накаливания увеличивает срок их службы. Покрытие вольфрамовых нитей торием увеличивает электронную эмиссию с нагретых катодов (в вакууме испускание электронов начинается при более низкой температуре). В электровакуумных приборах торий применяется для регулирования потенциала зажигания в осветительных лампах с целью стабилизации работы лампы в процессе эксплуатации. Сравнительно низкая работа выхода и способность тория к электродной эмиссии используются в различных газоразрядных приборах, таких, как ртутные лампы высокого давления, бактерицидные лампы и различные лампы низкого давления с холодным катодом. Использование тория в качестве материала для электродов обеспечивает низкий потенциал зажигания и более высокую продолжительность службы, чем у катодов, покрытых оксидом тория или у катодов из торированного вольфрама.

Торий применяется для повышения термоионной эмиссии, здесь его свойства как геттера весьма существенны. Торий адсорбирует кислород необратимо. Азот захватывался бы полностью, но нитриды в присутствии паров воды неустойчивы при сравнительно низких температурах. Иногда торий применяется в качестве селективного геттера для создания постоянного низкого давления водорода. Перспективно использование составных геттеров, т.к. сплавы титан-торий адсорбируют водород лучше, чем цирконий. Геттеры состава алюминий-церий-торий оказались весьма эффективными для поглощения газов при низкой температуре.

Торий используется в вольфрамовых электродах для гелиево-дуговой сварки, где он способствует быстрому зажиганию дуги и её стабильности. Торий применяется для получения плотных пластичных сварных швов при сварке молибдена. Он также используется в фотоэлементах для измерений в широкой полосе ультрафиолетового участка спектра.

Металлический торий применяется как раскислитель (например, для молибдена и железа). Его действие заключается в связывании различных примесей, в частности, кислорода, что приводит к снижению температуры перехода молибдена из хрупкого состояния в пластичное. Однако применение тория в качестве раскислителя приводит к образованию в металле оксидной фазы, которая вызывает понижение пластичности металла при высокой температуре.

Торий в виде металла применяется в металлургии для легирования лёгких сплавов, особо широко используемых в авиации и ракетной технике. Он заметно повышает прочность и жаростойкость сплавов на железной, никелевой, кобальтовой, медной, магниевой или алюминиевой основе. Большое значение имеют многокомпонентные сплавы на магниевой основе, содержащие торий, а также Zn, Zr, и Mn; сплавы отличаются небольшим удельным весом, хорошей прочностью, высокой стойкостью при повышенных температурах. Эти сплавы применяют для деталей реактивных двигателей, управляемых снарядов, электронной и радарной аппаратуры.

1.2 Сплавы тория

При повышенных температурах торий легко вступает в реакцию с воздухом и водой. Он обладает изотропной кристаллической решёткой и поэтому представляет собой очень мягкий, пластичный металл. Поэтому необходимо легирование тория как средство улучшения его коррозионной стойкости и прочностных характеристик. К сожалению, торий имеет необычно большой атомный диаметр, 0,359 нм, что ограничивает число бинарных сплавов с обширной областью твёрдых растворов. Он имеет две аллотропические модификации. Альфа-торий обладает кубической гранецентрированной решёткой и устойчив до 1360°. Выше этой температуры до температуры плавления, 1450°, устойчив бета-торий, обладающий объёмцентрированной решёткой.

Исходя из атомного диаметра, кристаллической структуры и валентности тория, можно заключить, что единственным элементом, способным дать непрерывный ряд изоморфных твёрдых растворов с α -торием является его ближайший аналог – церий. Атомный диаметр церия лишь на 1% больше, чем у тория. Церий трёхвалентен и обладает кубической гранецентрированной решёткой. Возможна полная взаимная растворимость церия. Другие РЗЭ элементы, имеющие близкие с торием размеры и валентности, но отличающиеся от него кристаллической структурой, также образуют с α -торием широкие области твёрдых растворов. К числу таких элементов относятся иттрий, лантан и празеодим. Имеет место непрерывная растворимость β -тория в и β -цирконии (различие атомных диаметров Th и Zr не превышает 15%). Атом гафния имеет несколько меньший размер, и разница атомных диаметров этих металлов в β -фазе превышает 15%. Большая разница атомных диаметров оказывается достаточной, чтобы вызвать ограниченную растворимость гафния в β -тория. Большой атомный диаметр тория затрудняет образование твёрдых растворов замещения и благоприятствует образованию твёрдых растворов внедрения с такими элементами, как углерод, бор и азот. В частности существует широкая область твёрдых растворов внедрения углерод-торий.

1.2.1 Система торий - магний

Сплавы магния с торием используют в самолётных и ракетных двигателях, поскольку они обладают повышенной прочностью и высоким сопротивлением ползучести при высоких температурах. По сравнению с другими лигирующими элементами торий в наилучшей степени улучшает прочностные свойства магния и повышает его сопротивление ползучести при высоких температурах.

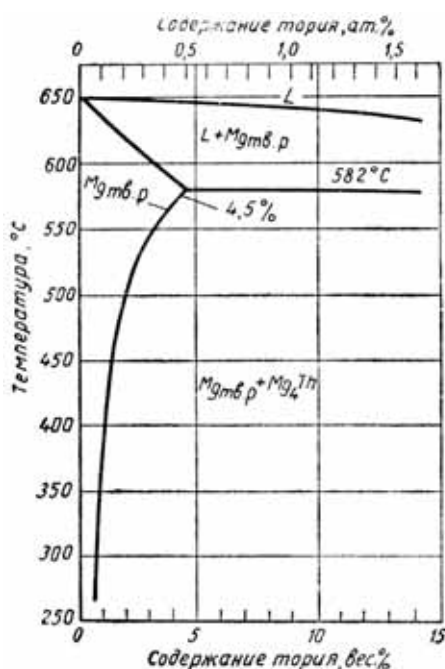


Рис. 1. Диаграмма состояния системы магний-торий.

В жидком состоянии торий и магний полностью смешиваются. При 8 ат% тория образуется эвтектика, причём максимальная растворимость тория и магния при эвтектической температуре составляет 0,5 ат.%. При 300° эта растворимость уменьшается до 0,1%. Богатая магнием эвтектика плавится при температуре 582°. Она состоит из твёрдого раствора на основе магния и соединения Mg₄Th. В более богатой торием области, в системе имеется одно соединение Mg₂Th, гексагональная решётка которого при температуре 700° превращается в кубическую. Фаза с кубической решёткой при 700° превращается в кубическую.

Плотность тория 11,7 кг/см³, а плотность магния 1,74 г/см³. Следовательно, добавка тория к магнию вызывает быстрое увеличение плотности. Быстрое увеличение плотности с ростом содержания тория практически не имеет значения, т.к. в

промышленных торий-магниевого сплавах содержится лишь от 1 до 3 вес.% тория. При малых содержаниях тория плотность сплава не превышает плотности большинства сплавов магния. Добавка тория не вызывает заметного измельчения зерна в магнии. Особенность сплавов магния с торием - высокое сопротивление ползучести при повышенных температурах. Добавка тория к магнию позволяет получить сплав, который в деформированном состоянии имеет одинаковый предел текучести при сжатии и при растяжении. Тройные сплавы торий-цирконий-магний при всех температурах обладают несколько лучшими свойствами, чем бинарные сплавы магния с торием. Деформируемые сплавы проявляют хорошую свариваемость, причём после сварки не требуется проводить снятие напряжений. Добавка марганца или цинка к сплавам торий-магний заметно повышают их жаропрочность. Введение церия повышает сопротивление ползучести сплава торий-магний и торий-цирконий-магний, особенно при температурах 260° и выше.

Таким образом, использование тория в качестве легирующего элемента значительно расширяет интервал температур, пределах которого конструкционные магниевые сплавы сохраняют свои прочностные характеристики.

1.2.2 Система торий-уран

Для решения некоторых задач ядерной энергетики требуются сплавы торий-уран. Торий, как и уран, входит в ряд актинидов, поэтому два металла имеют между собой много общего с точки зрения их поведения при легировании - они образуют весьма схожие сплавы.

Диаграмма торий-уран приведена на **Рис. 2**. Растворимость тория в уране очень мала. Влияние урана на аллотропическое превращение в тории не обнаружено. В системе торий-уран нет интерметаллических соединений.

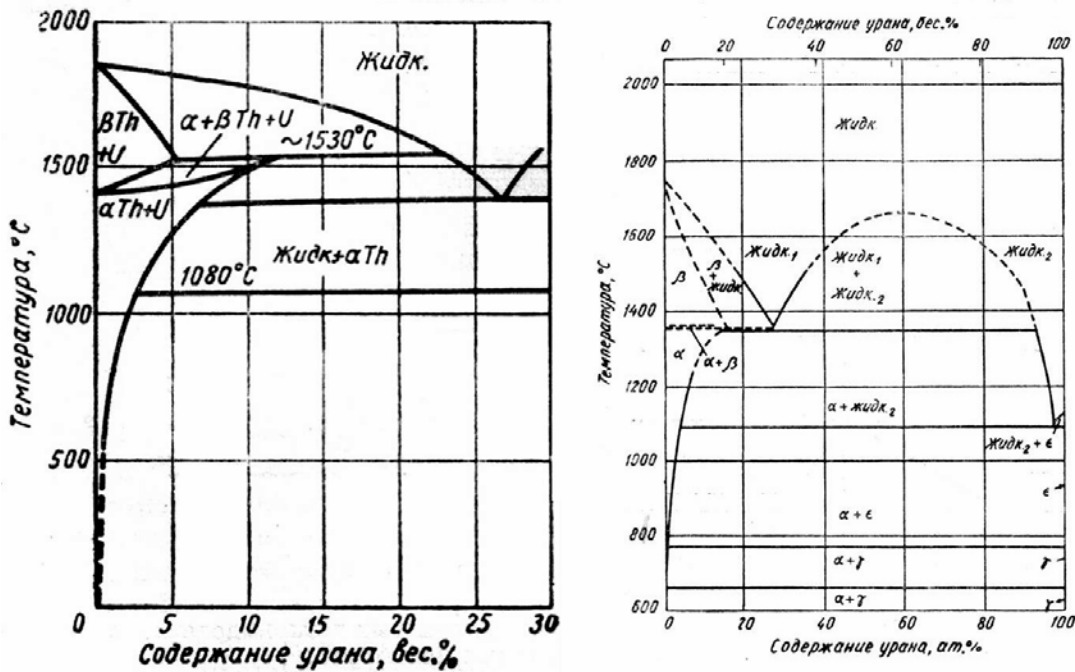


Рис. 2. Фазовая диаграмма состояния системы торий-уран (часть, охватывающая сплавы с высоким содержанием тория).

Сплав тория и урана применяется в качестве топлива в ториевом реакторе. Он двухфазный, а температура в солевом реакторе достаточно высока (1080°) для того, чтобы образовавшийся уран выделялся на уже существующих включениях. Урановая фаза приобретает вид шарообразных частиц α-урана, распределённых в ториевой основе. При высоких выгораниях внутри ториевой образуются включения жидкой фазы, способствующие диффузии газообразных продуктов деления, что приводит к распуханию ТВЭЛов (свеллинг).

1.2.3 Сплав торий-висмут

В солевом ториевом реакторе используется расплавленный сплав тория с висмутом.

Диаграмма состояния системы торий-висмут обнаруживает наличие двух интерметаллических соединений, одно из которых имеет состав Th_3Bi_5 . Растворимость тория в висмуте составляет 1,5 вес.% при 700° и 2,2 вес.% при 1100° .

Взвеси тория в висмуте можно получить путём прямого взаимодействия металлического тория с висмутом, путём использования гидрида тория, а также прямого восстановления соединений тория в расплавленном висмуте, например, путём электролиза. Если приготовление взвеси осуществляется путём совместного нагревания обоих металлов при температуре 1200° , то может быть использован компактный торий; при использовании измельчённого металла, например, ториевой стружки, реакция протекает при 500° с образованием частиц требуемого размера. Обычным способом измельчения тория является процесс гидрирования. После удаления водорода, нагревания и вакуумной обработки мелкодисперсный металл вводят в висмут. Получение взвесей с помощью электролиза напоминает производство амальгам некоторых металлов, при котором в качестве катода используется жидкий металл; в данном случае катодом служит висмут, находящийся в контакте с расплавленной солью тория.

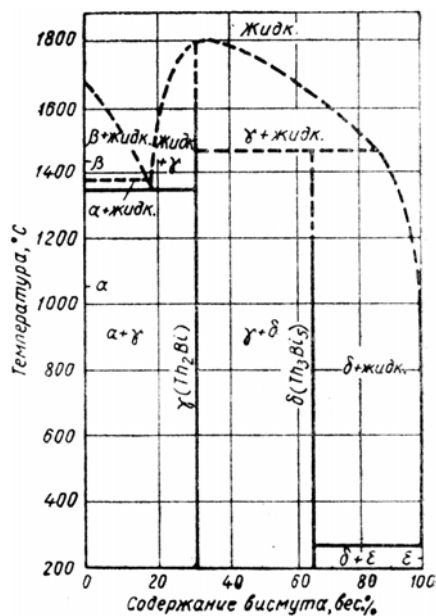


Рис. 3. Диаграмма состояния системы торий-висмут.

1.2 Применение соединений тория

Раньше торий использовался в производстве оптического стекла: оксид тория придавал стеклу высокий показатель преломления и низкую дисперсию, что необходимо для получения высококачественных линз, но из-за его радиоактивности был заменен на оксид лантана.

Несмотря на свою радиоактивность, фторид тория (ThF_4) используется как антиотражательный материал в многослойных оптических покрытиях, которые имеют превосходную оптическую прозрачность в диапазоне 0.35-12 μm . Радиация, состоящая в основном из α -частиц, может быть легко поглощена тонким слоем покрытия другим материалом. Кроме того, фторид

тория используется в металлургии для производства металлического тория путём восстановления его фторида кальцием.

Нитрат тория широко применяется для изготовления газокатодных сеток.

Торий и его соединения широко применяют в составе катализаторов в неорганическом и органическом синтезе, крекинге нефти, гидрогенизации, при синтезе жидкого топлива из каменного угля, при гидрировании углеводородов, а так же в реакциях окисления NH_3 до HNO_3 и SO_2 до SO_3 . В качестве катализатора используют чистый оксид тория, либо оксид тория в смеси с другими оксидами, например, с оксидом алюминия.

Торий в виде оксида применяется в производстве высокопрочных композиций как упрочнитель (для авиапромышленности). Оксид тория из-за его наивысшей температуры плавления из всех оксидов (3350K) и неокисляемости идёт на производство наиболее ответственных конструкций и изделий, работающих в сверхмощных тепловых потоках, и может быть идеальным материалом для облицовки камер сгорания и газодинамических каналов для МГД-электростанций.

ThO_2 используется для производства огнеупорной керамики - керамических деталей и огнеупорных литейных форм. Тигли, изготовленные из оксида тория, работают при температурах $2500-3100$ для выплавки редких металлов. Но, выдерживая высочайшие температуры, это вещество частично растворялось во многих жидких металлах и загрязняет их. Потому тигли из ThO_2 широкого распространения не получили. Добавка 0,8-1% ThO_2 к вольфраму стабилизирует структуру нитей ламп накаливания, увеличивает срок их службы. Такие устройства генерируют излучение микроволновой частоты, поэтому их используют в микроволновых печах и радарах. В электроламповой промышленности оксид тория используется для получения зёрен заданного размера в тонких вольфрамовых нитях накала. Добавка 0,8-1% оксида тория обеспечивает получение мелкозернистой стабильной структуры. Такие нити в условиях высоких температур имеют хорошую прочность при вибрациях. Торированный вольфрам применяется при изготовлении радиоламп и для производства катодов. Можно получить плотность тока и эмиссии при 1800° порядка $14-15 \text{ а/см}^2$ по сравнению с плотностью тока $1-5 \text{ а/см}^2$, полученного при той же температуре с поверхности торированного вольфрама. Потеря эмиссии у этих катодов идёт медленнее, чем у катодов с оксидами бария и стронция.

Оксид тория добавляют в состав дуговых углей для увеличения яркости электрической дуги, используемой в прожекторах. Ксеноновые дуговые лампы почти всегда имеют торированные катод и анод, поэтому незначительно радиоактивны. Торий используется так же как геттер в электронной промышленности. Оксид тория применяется как элемент сопротивления в высокотемпературных печах. Примером использования оксида тория в качестве полупроводника является применение её в печи сопротивления. Диоксид тория хорошо отражает свет. Его даже предлагали распылять в верхних слоях атмосферы Земли и с целью отражения солнечного света и понижения температуры (в плане борьбы с глобальным потеплением климата). ThO_2 предлагают также использовать как геттер водорода.

В виде препарата торотраста суспензия диоксида тория использовалась в качестве контрастного вещества при ранней рентгенодиагностике. В настоящее время препараты ^{232}Th классифицируются как канцерогенные.

1.3 Торий и газовый свет

В XIX веке ThO_2 применяли в производстве газонакалильных сеток - газовое освещение было распространено больше, чем электрическое. Изобретенные австрийским химиком Карлом Ауэром фон Вельсбахом колпачки из оксидов церия и тория увеличивали яркость и преобразовывали спектр пламени газовых рожков – свет их становился ярче, ровнее.

Разработанная технология позволила помещать соединения тория в горелку: из легкой ткани изготавливали тонкие колпачки, которые пропитывали солями тория и церия, затем волокна ткани осторожно выжигали и получали легкую скорлупку, которую помещали в пламя газовой горелки. Такие газовые сетки по имени их создателя стали называть ауэровскими.



Рис. 4. Ториевая мантия газового фонаря, горящего в полную силу.

Дело в том, что оксид тория испускает излучение не столько в инфракрасной части, а в видимой области. Сетка (мантия), изготовленная из оксида тория с примесью 1% церия (церий сдвигает излучаемый спектр в желтую сторону), при нагреве в керосиновой или газовой лампе испускает яркий, но приятный глазу человека свет. Доля инфракрасного излучения в спектре не велика, и источник света не испускает жар.



Рис. 5. Ториевые мантии в плоско упакованной форме.

При производстве мантии, из хлопка ткнут мешок, пропитывают его растворимыми нитратами металлов и затем нагревают; хлопок сгорает, и нитраты превращаются в нитриты, которые спекаются, формируя твердую смесь. По мере нагрева нитриты переходят в очень хрупкие, но очень тугоплавкие оксиды. На ранней стадии внедрения таких ламп, на заводе прокаливание до оксидов не вели, чтобы предотвратить разрушение мантии при транспортировке. Потребитель сам прокаливал сетку уже на своей лампе. Хлопок быстро сгнивал из-за коррозионной активности кислых нитратов металлов (этот эффект вскоре уменьшен нейтрализацией избыточной кислотности аммиаком). В последствие хлопок был заменён на нитроцеллюлозу и коллодий. Первые мантии имели асбестовую нить для упрочнения сети, но в современных мантиях асбестовые нити заменены на керамические.

Тусклое газовое освещение городов Европы во второй половине 19-го века изменилось коренным образом, вместо желтоватого неровного пламени газового рожка появился источник яркого белого света, приятного для глаза. Ауэровские колпачки почти в 20 раз увеличили яркость газового освещения и втрое снизили его стоимость. Производство газонакалильных ламп в отдельные годы достигало 300 миллионов штук.

В 1910-ые газовое освещение было вытеснено электрическим. Производство сеток пошло на спад. Однако в США к концу 30-х годов потребность в тории для производства газонакалильных сеток даже увеличилось по сравнению с тем, что наблюдалось в начале века, благодаря популярности декоративного газового освещения и широкому использованию газового освещения и широкому использованию газолиновых фонарей для освещения кемпингов.



Рис. 6. Газовый светильник в палестинском доме (2010).

Однако, в последние годы ауэровские колпачки вновь «вернулись к жизни». Для тех, кто длительно работает в полевых условиях, в экспедициях, а также для туристов выпускают газовые баллончики с прикрепленной горелкой, поверх которой располагают ауэровский колпачок, прикрытый стеклянным плафоном. Подобные источники света намного экономичнее электрических светильников такой же яркости, использующих батареи или аккумуляторы. Газовые светильники активно использовались палестинцами для

освещения своих домов во время последнего конфликта с Израилем.

Поскольку торий радиоактивен и выделяет радиоактивный газ, радон-220, периодически возникает вопрос о безопасности ториевой мантии. Исследование, выполненное в 1981, показало, что доза от ториевой сетки при использовании лампы каждые выходные в течение года равна 0.3-0.6 миллрэм, что намного меньше нормальной ежегодной дозы в нескольких сотен миллрэм, хотя человек, проглотивший всю мантию, получит сопоставимую дозу 200 мрэм (2 мСв). Однако, радиоактивность может представлять опасность для изготовителей таких мантий. Поэтому иногда торий заменяют на иттрий или цирконий, но они дороже и менее эффективны.



Рис. 7. Современные газовые светильники.

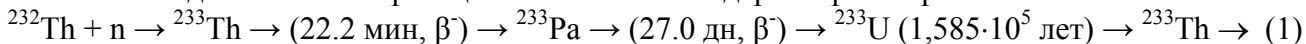
2. «ТОРИЕВАЯ» АТОМНАЯ БОМБА

«Ториевая» бомба – неправильное, но довольно распространённое название атомной бомбы на основе урана-233.

^{233}U открыт Сиборгом, Гофманом и Стоутоном. Уран-233 - α -излучатель, $T=1,585 \cdot 10^5$ лет, материнские нуклиды $^{237}\text{Pu}(\alpha)$, $^{233}\text{Np}(\beta^+)$ или $^{233}\text{Pa}(\beta^-)$, дочерний нуклид ^{229}Th .

Уран-233 получается в атомных реакторах из тория: ^{232}Th захватывает нейтрон и превращается в ^{233}Th , который распадается на ^{233}Pa , а затем в ^{233}U . Ядра ^{233}U (нечётный изотоп) способны как к спонтанному делению, так и к делению под действием нейтронов любых энергий, что делает его пригодным к производству как атомного оружия, так и реакторного топлива (возможно расширенное воспроизводство ядерного горючего). Уран-233 также является наиболее перспективным топливом для газофазных ядерных ракетных двигателей. Эффективное сечение деления быстрыми нейтронами 533 барн, период полураспада 1585000 лет, в природе не встречается. Критическая масса ^{233}U в три раза меньше критической массы ^{235}U (около 16 кг). ^{233}U имеет интенсивность спонтанного деления равную 720 делений/с·кг.

Последовательность реакций синтеза ^{233}U в ядерном реакторе:



При поглощении нейтрона, ядро ^{233}U обычно делится, но изредка захватывает нейтрон, переходя в ^{234}U ; хотя доля процессов неделения меньше, чем в других делящихся топливах (^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu). Она остаётся малой при всех энергиях нейтронов. При делении один атом ^{233}U выделяет 197.9 МэВ = 3.171×10^{-11} Дж, т.е. 19.09 ТДж/моль = 81.95 ТДж/кг.

Табл.1. Энерговыведение в ториевом реакторе.

Вид энергии	Среднее энерговыведение, МэВ
Мгновенно выделяемая энергия	
Кинетическая энергия продуктов деления	168.2
Кинетическая энергия выделяемых нейтронов	4.9
Энергия, увлекаемая испущенными γ -квантами	7.7
Энергия, выделяемая продуктами деления	
Энергия β^- - частиц	5.2
Энергия анти-нейтрино	6.9
Энергия γ - квантов	5.0
Сумма	197.9
Энергия, выделяющаяся при захвате нейтронов не вызвавших деление	9.1
Энергия, конвертированная в тепло в тепловом атомном реакторе	200.1

Табл. 2. Средние величины энергий, выделяемые медленными нейтронами, вызывающих деление делящихся изотопов ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu .

	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu
Мгновенно выделяемая энергия			
Кинетическая энергия продуктов деления	168.2 МэВ	169.1 МэВ	175.8 МэВ
Кинетическая энергия первичных нейтронов	4.9	4.8	5.9
Энергия первичных γ -квантов.	7.7	7.0	7.8
Энергия распадов продуктов деления			
Энергия β^- - частиц	5.2	6.5	5.3
Энергия анти-нейтрино	6.9	8.8	7.1
Энергия запаздывающих γ -квантов	5.0	6.3	5.2
Всего:	197.9	202.5	207.1

Помимо топлива в атомных реакторах, можно использовать ^{233}U в оружейном заряде. При оценке оружейного потенциала ^{233}U его обычно сравнивают с ^{239}Pu . Радиоактивность урана-233 составляет 1/7 от активности плутония-239, критическая масса на 60% выше (16 кг против 10 кг), скорость спонтанного деления в 20 раз выше (6×10^{-9} по сравнению с 3×10^{-10}), но т.к. активность ниже, то плотность нейтронов выше только в 3 раза. Создание ядерного заряда на основе ^{233}U требует больших усилий, чем на плутонии, но технология примерно та же. Основное различие – наличие в ^{233}U примеси ^{232}U , которая делает работы с ^{233}U опасными и позволяет легко обнаружить готовое оружие.

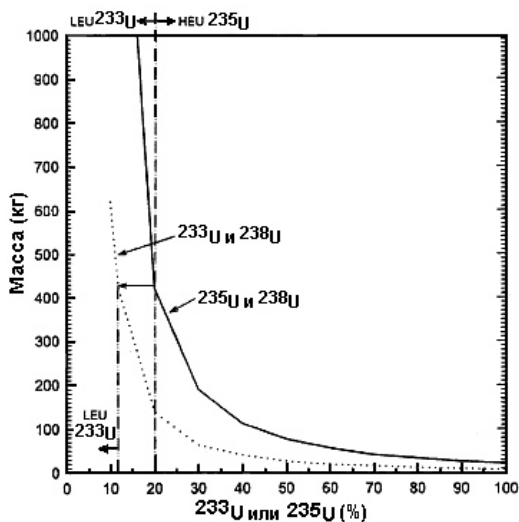
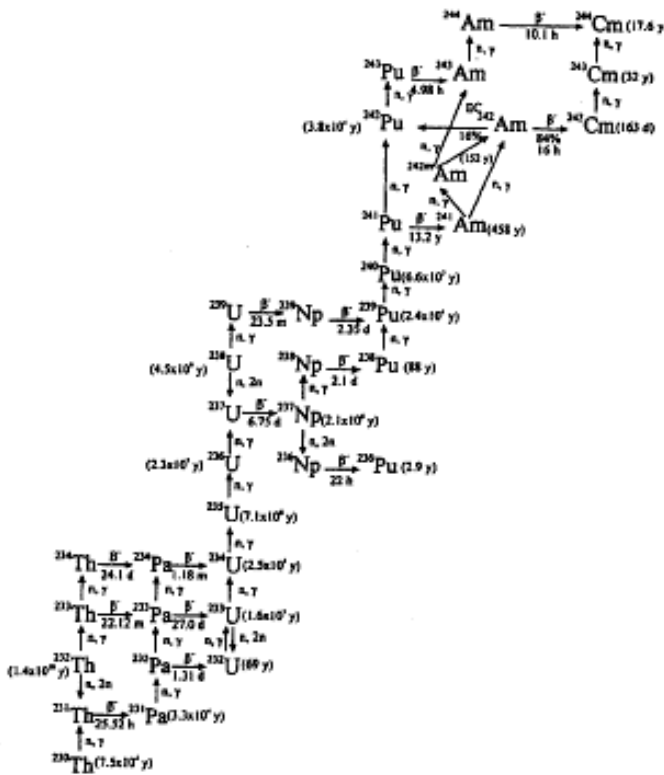
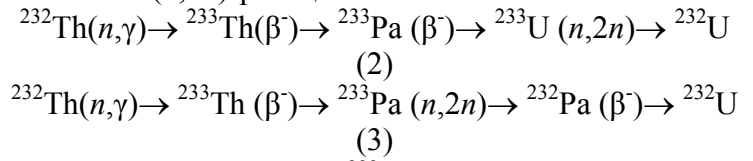


Рис. 8. Зависимость критической массы смесей ^{233}U или ^{235}U с ^{238}U от процентного содержания делящегося изотопа

Как известно, МАГАТЭ квалифицирует уран, как годный к оружейному использованию, если он содержит 20 и более процентов ^{235}U . С целью предотвращения оружейного использования и ^{235}U и ^{233}U разбавляют ^{238}U , обеднённым по ^{235}U . На **Рис. 8.** показана зависимость критической массы смесей ^{233}U или ^{235}U с ^{238}U от процентного содержания делящегося изотопа. Видно, что критическая масса сферы урана с 20% обогащением по ^{235}U , окруженной слоем бериллия 4-см толщиной равна 400 кг, тогда как для смеси $^{233}\text{U}/^{238}\text{U}$ такая же критическая масса, достигается при содержании ^{233}U всего 12%. Это свидетельствует о большей перспективности бомб на основе ^{233}U , чем «классических бомб» на основе ^{235}U .



Проблема в том, что производство ^{233}U путём нейтронного облучения ^{232}Th всегда приводит к образованию небольшого количества ^{232}U из-за побочных $(n, 2n)$ -реакций на самом ^{233}U или на ^{233}Pa :



Цепочка распада ^{232}U быстро даёт сильные γ -излучатели: ^{232}U (α , 72 лет), ^{228}Th (α , 1.9 лет), ^{224}Ra (α , 3.6 дней, 0.24 МэВ), ^{220}Rn (α , 55 с, 0.54 МэВ), ^{216}Po (α , 0.15 с), ^{212}Pb (β^- , 10.64 час), ^{212}Bi (α , 61 с, 0.78 МэВ), ^{208}Tl (β^- , 3 мин, 2.6 МэВ), ^{208}Pb (стабильный). Это исключает возможность работы в стандартном перчаточном боксе (как это имеет место с плутонием) и требует эффективной защиты и использования манипуляторов.

Рис. 9. Продукты последовательных процессов захвата нейтронов ^{230}Th , ^{232}Th , ^{235}U и ^{238}U

^{232}U образуется из ^{232}Th по двум реакционным цепочкам, представленным на **Рис. 9**. Каждая из этих цепей включает поглощение нейтрона по (n, γ) -реакции, и реакцию, в которую налетающий нейтрон выбивает из ядра мишени два нейтрона [$(n, 2n)$ реакция]. ^{232}U также генерируется двумя последовательными отдельными захватами нейтрона, начинающимися с природного ^{230}Th . ^{230}Th - продукт распада ^{234}U , который в свою очередь - продукт распада ^{238}U , содержащегося в природном уране с концентрацией 17 ppm. Поэтому, задача уменьшения накопления ^{232}U требует природного тория, минимально загрязненного ^{230}Th .

Пороговая энергия нейтронов, требуемая для $(n, 2n)$ реакций, вовлеченных в производство ^{232}U - около 6 МэВ. Такие энергии присутствуют лишь в высокоэнергетичном хвосте спектра нейтронов деления. **Рис. 10** показывает сечение и нейтронного захвата $[n, \gamma]$ и $[n, 2n]$ реакции на ^{232}Th . Средние сечения для спектра деления - 14.46 мбарн для реакции $n + ^{232}\text{Th} \rightarrow ^{231}\text{Th} + 2n$ и 4.08 мбарн для реакции $n + ^{233}\text{U} \rightarrow ^{232}\text{U} + 2n$. Поэтому развитие отношения концентраций $^{232}\text{U}/^{233}\text{U}$ в тории зависит от доли нейтронов в спектре, обладающих энергией свыше 6 МэВ.

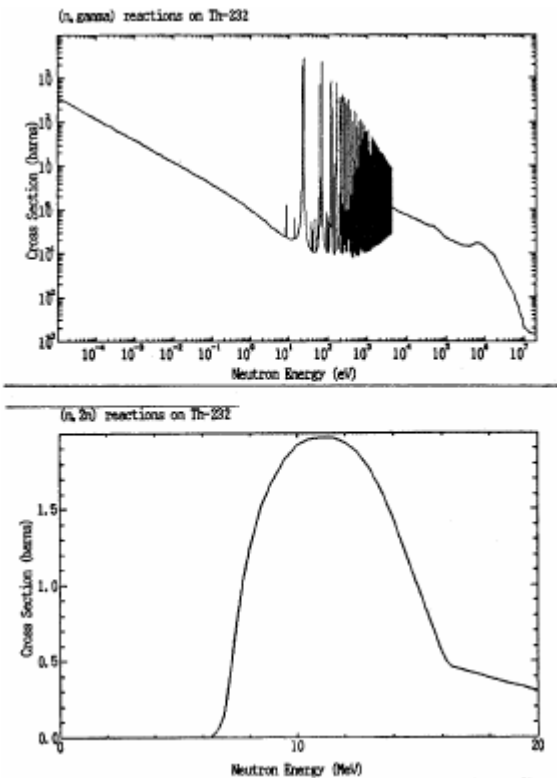


Рис. 10. Поперечные сечения поглощения нейтронов: а) - (n, γ) и б) - $(n, 2n)$ - реакции на ^{232}Th .

Содержание ^{232}U в оружейном ^{233}U не должно превышать 5 частей на миллион (0.0005%). В коммерческом ядерном топливном цикле наличие ^{232}U не представляет собой большого недостатка, даже желательно, поскольку это снижает возможность распространения урана для оружейных целей. Для экономии топлива, после его переработки и повторного использования уровень ^{232}U достигает 0.1-0.2%. В специально спроектированных системах этот изотоп накапливается в концентрациях 0.5-1%.

В течение первых двух лет после производства ^{233}U , содержащего ^{232}U , ^{228}Th сохраняется на постоянном уровне, находясь в равновесии с собственным распадом. В этом периоде фоновое значение γ -излучения устанавливается и стабилизируется. Поэтому первые несколько лет произведенная масса ^{233}U испускает значительное γ -излучение. Десятикилограммовая сфера ^{233}U оружейной чистоты (5 миллионных долей ^{232}U) создает фон 11 миллибэр/час на расстоянии 1 м спустя 1

месяц после производства, 110 миллибэр/ч через год, 200 миллибэр/ч через 2 года. Ежегодная предельная доза в 5 бэр превышает уже через 25 часов работы с таким материалом. Даже свежий ^{233}U (1 месяц со дня изготовления) ограничивает время сборки десятью часами в неделю. В полностью собранном оружии уровень радиации снижают поглощением корпусом заряда. В современных облегченных устройствах снижение не превышает 10 раз, создавая проблемы с безопасностью. В более тяжелых зарядах поглощение более сильное - в 100 - 1000 раз. Рефлектор из бериллия увеличивает уровень нейтронного фона: $^9\text{Be} + \gamma\text{-квант} \rightarrow ^8\text{Be} + n$. γ -лучи ^{232}U образуют характерную сигнатуру, их можно обнаружить и отследить передвижения и наличие атомного заряда. Нарбатываемый по ториевому циклу специально денатурированный ^{233}U (0.5 - 1.0% ^{232}U), создает ещё большую опасность. 10-килограммовая сфера, изготовленная из такого материала, на расстоянии 1 м через 1 месяц создает фон 11 бэр/час, 110 бэр/ч через год и 200 бэр/ч через 2 года. Контакт с такой атомной бомбой, даже при сокращении излучения в 1000 раз, ограничивается 25 часами в год. Жёсткая гамма-радиация повреждает электронику бомбы и её спусковой механизм.

Поэтому присутствие заметной доли ^{232}U в делящемся веществе делает его крайне неудобным для военного применения.

К тому же, короткий период полураспада у ^{232}U делает его очень активным источником α -частиц. ^{233}U с 1% ^{232}U имеет в три раза более сильную α -активность, чем оружейный плутоний и, соответственно, большую радиотоксичность. Эта α -активность вызывает рождение нейтронов в легких элементах заряда, представляя даже более серьезную проблему, чем реакция бериллия с γ -квантами. Для минимизации этой проблемы присутствие таких элементов как бериллий, бор, фтор, литий должно быть как можно меньшим. Наличие нейтронного фона совершенно не влияет на имплозионные системы. Для пушечных проектов требуемый уровень чистоты по легким материалам - одна часть к миллиону. Хотя такая очистка урана нетривиальная задача, она не выходит за рамки стандартных химических методов очистки. Удельная радиоактивность ^{233}U 9.636 милликюри/г, давая α -активность (и радиотоксичность) примерно 15% от плутония. Всего 1% ^{232}U увеличивает радиоактивность до 212 милликюри/г.

В апреле 1955 США проверили оружейные качества ^{233}U , взорвав бомбу на его основе в операции «Teapot» (заварной чайник) реальной мощностью 22 кт (теоретически ожидаемая мощность 33 кт). Использовался композитный $^{233}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ заряд диаметром 30 дюймов и весом 800 фунтов (1 международный фунт = 453.59237 граммов), и имплозивная схема подрыва. Взрыв осуществлён на полигоне Невада на башне высотой 400 футов. Сильное отклонение реальной силы взрыва от реальной свидетельствует о протекании многочисленных паразитных реакций, уменьшающих энергетический выход. Применение ^{233}U для производства атомных бомб в США и СССР было признано бесперспективным.

Замечание. Неизвестно, производила ли и испытывала ли какая-либо страна кроме США оружие на основе урана-233. Есть сильное подозрение, что заряды атомных бомб, испытанных Индией, основывались на этом изотопе. Однако официальных подтверждений этому нет.

Таким образом, γ -излучение от ^{232}U при высоких степенях выгорания тория делает обращение с наработанным ^{233}U более опасным, чем с плутонием. Это несколько отпугивает террористов от создания атомной бомбы на ^{233}U . Но с другой стороны, из-за своей низкой эмиссии нейтронов при спонтанном делении, ^{233}U , в отличие от плутония, может использоваться в простых оружейных схемах, без опасения, что энергетический выход при взрыве будет уменьшен инициацией преждевременного начала цепной реакции. Неприятности с излучением с трудом, но можно преодолеть, зато удастся избежать подрыва заряда по чрезвычайно сложной схеме имплозии, как это пришлось бы делать при создании бомбы на базе плутония. Возможность использования примитивной пушечной схемы, успешно использованной в бомбе «Малыш», сброшенной на Хиросиму, - соблазн для террориста.

Поэтому утверждения, что ториевый цикл спасёт мир от оружия массового поражения – ложно, ибо в варианте замкнутого цикла, предусматривающего наработку ^{233}U в одном реакторе, а сжигание его на другом, существует возможность наработки ядерной взрывчатки, которая хуже ^{235}U , но зато лучше ^{239}Pu . Открытый ториевый топливный цикл, предусматривающий наработку и сжигание ^{233}U в одном реакторе, в значительной мере снижает остроту проблемы нераспространения, но не снимает её совсем.

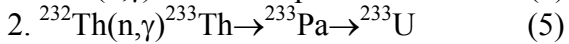
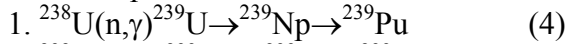
3. ТОРИЙ В ЭНЕРГЕТИКЕ

Время от времени в недрах атомной энергетики вспыхивает интерес к торию: его рассматривают как перспективное ядерное топливо. Это связано с тем, что при облучении тепловыми нейтронами ^{232}Th превращается в делящийся изотоп урана ^{233}U , пригодный для использования в ядерных реакторах. Впрочем,

интерес к этому направлению гаснет так же быстро, как и вспыхивает: после 60-ти лет довольно интенсивного развития этого направления, торий в энергетике так и не появился. В настоящее время (2011) в мире нет ни одного действующего ториевого реактора.

Остановимся на возникающих здесь проблемах несколько подробнее.

Напомним, что в современной ядерной энергетике известны два основных топливных цикла – уран-плутониевый и уран-ториевый. Первый основывается на реакциях деления ^{235}U и синтеза делящегося ^{239}Pu из ^{238}U , а второй – на делении ^{233}U (на старте используется ^{235}U) и синтезе делящегося изотопа ^{233}U из ^{232}Th в реакциях с нейтронами:



В природном уране всего 0,7% делящегося ^{235}U , дающего избыток нейтронов для цепной реакции. Если бы не возможности появления новых делящихся изотопов в приведенных выше реакциях, то большую ядерную энергетику из-за 0,7 % природного ^{235}U , который извлекается в процессе обогащения топлива, не стоило бы и начинать. Ограничились бы тогда использованием цепной реакции с ^{235}U в атомной бомбе.

Но открытые циклы изменили ситуацию, в том числе и при создании атомной бомбы. Оказалось, что нарабатываемый по первому циклу ^{239}Pu является прекрасным делящимся материалом. Поэтому в середине XX века все смотрели в будущее ядерной энергетике, основанной на уран-плутониевом цикле, с большим оптимизмом. Урана на Земле немало (в земной коре его $\sim 4 \cdot 10^{-4}\%$). И хотя промышленных месторождений сравнительно немного, это не так уж и важно, поскольку можно строить реакторы-размножители, которые эффективно переводят неделящийся ^{238}U в делящийся ^{239}Pu , и тогда может быть использован весь уран (а не только делящийся ^{235}U), которого хватит надолго. А там, на подходе будет термоядерная энергетика с практически неограниченным ресурсом.

По этой причине развитие ядерной энергетике пошло по линии уже освоенного оборонной промышленностью уран-плутониевого цикла с использованием простых и удобных в эксплуатации твердотопливных реакторов с водяным охлаждением.

Однако накопленный опыт с использованием в энергетике уран-плутониевого цикла выявил ряд негативных моментов, заставляющих время от времени вспоминать об альтернативах, в том числе – об уран-ториевом цикле. Прежде всего оказалось, что современная ядерная энергетика не так безопасна, как хотелось бы. Кроме того, существуют проблемы с переработкой отработанного ядерного топлива (естественно, в тех странах, где оно перерабатывается) и с захоронением отходов. Самый трудный вопрос, что делать с актинидами (неделяющимися изотопами плутония, нептунием, америцием и кюрием), которые в больших количествах нарабатываются в современных энергетических реакторах уран-плутониевого цикла. Они представляют самую большую опасность, поскольку чрезвычайно ядовиты, выделяют много энергии и долго живут. Захоранивать их с гарантией надежности на геологические времена (миллионы лет) практически невозможно, а трансмутировать очень дорого (нужно строить специальные реакторы или ускорители и периодически проводить дорогие химические переделы высокоактивных продуктов). Большие надежды возлагались в уран-плутониевом цикле на реакторы на быстрых нейтронах, которые, казалось бы, позволяют включить в энергетику почти весь уран, переводя его в ^{239}Pu . В этих же реакторах возможно дожигание актинидов. Стоимости сооружения такого типа реакторов прогнозировались не выше стоимости реакторов на тепловых нейтронах. В реальности, с быстрыми реакторами ничего не вышло: из крупных энергетических реакторов на быстрых нейтронах работает сейчас только один - БН-600 в России.

Замечание. Справедливости ради надо отметить, что с ториевыми реакторами ситуация ещё хуже – нет ни одного!

Все указанные проблемы в принципе решаются при переходе на уран-ториевый топливный цикл в безтвэльных реакторах. Если коротко, то такой реактор имеет низкий запас реактивности (обусловленный возможностью непрерывной дозированной добавки топлива, а также его очисткой от осколочных элементов-поглотителей нейтронов в ходе эксплуатации контура) и отрицательный температурный коэффициент реактивности, что полностью обеспечивает ядерную безопасность. Далее в ходе функционирования уран-ториевого реактора, наряду с синтезом ^{233}U , сразу по нескольким каналам идет синтез небольших количеств ^{232}U . Этот изотоп характеризуется интенсивным жестким гамма-излучением, что полностью исключает возможность проводить какие-либо операции с ^{233}U в легких лабораторных боксах (подобно тому, как оперируют с ^{235}U и ^{239}Pu). Это гарантирует невозможность использования ^{233}U , нарабатываемого в реакторе, для приготовления ядерных зарядов (даже при участии в работах операторов-самоубийц) без предварительного отделения изотопа ^{232}U , что практически невозможно осуществить. Таким образом, как

исходный материал – ^{232}Th , так и синтезированный материал – смесь ^{233}U и ^{232}U , не смогут стать реальными компонентами ядерного оружия террористов.

Замечание. В своё время США создали и успешно взорвали бомбу на базе ^{233}U без какой либо очистки от ^{232}U . Бомба оказалась неудобной в эксплуатации и не слишком мощной, но, тем не менее, это была именно атомная бомба – грозное оружие. Так что террористы вполне могут воспользоваться американским опытом и при широком распространении ториевой энергетики наделать множество таких «неудобных» бомб. Мало не покажется!

За время эксплуатации уран-ториевого реактора в нем нарабатывается в 105 раз меньше изотопов трансурановых элементов, чем в аналогичном по мощности уран-плутониевом реакторе. Это обстоятельство переводит проблему обращения с радиоактивными отходами уже в практическую плоскость, поскольку для малых количеств трансурановых элементов организация их трансмутации не будет разорительной.

Замечание. Здесь есть один маленький нюанс: технология переработки отработанного уран-плутониевого цикла есть, и хорошо отработана, а для уран-ториевого цикла такой технологии не существует вовсе. К тому же, большинство стран отработанное топливо не перерабатывает и не захоранивает, а хранит до лучших времён.

В земной коре количества тория в 3-4 раза выше, чем урана. Запасов тория в природе, пригодных для промышленной добычи, гораздо больше, чем запасов урана (например, монацитовые пески с содержанием тория от 3 до 10%, образующие большие залежи).

Замечание. Тория действительно больше, чем урана, но уран образует собственные минералы, собственные руды и собственные месторождения. У тория ничего подобного нет – он рассеян по месторождениям других минералов, обычно, минералов редкоземельных элементов. Поэтому в мире есть урановые рудники, но нет ториевых. Торий добывается попутно с ураном и РЗЭ. При этом добытчики редких земель глухо ненавидят торий. Это – радиоактивный материал, к тому же эманурующий. Работать с ним опасно, а изолировать в отвалах дорого. Он никому не нужен, его невозможно никому продать: рынка тория фактически не существует. Действительно, в России есть месторождения монацита, но разрабатываются только те из них, в которых нет тория. Есть очень мощные рудники с залежами руд РЗЭ, но они не функционируют именно потому, что в них есть торий! В настоящее время в России серьёзной добычи тория не ведётся и можно гарантировать, что в ближайшие 20 лет вестись не будет.

Существует мнение, что по совокупности ключевых параметров уран-ториевый топливный цикл, в отличие от уран-плутониевого цикла, в принципе может удовлетворить потребности человечества в «чистой» энергии на современном этапе его развития. Поэтому задача практического воплощения этого цикла в жизнь достойна стать научной и инженерной целью отрасли на ближайшую перспективу.

Почему же при таких замечательных перспективах тория энергетика блестяще отсутствует в мире. Связано это с косностью и бездарностью современных учёных-инженеров-политиков? Может до сих пор в этом направлении не проводилось никаких исследований? Нет! Проводились, и даже довольно интенсивно. Были построены даже ториевые реакторы. Но были быстро-быстро остановлены. Нельзя даже сказать, что гора родила мышь. Гора не родила ничего...

Рассмотрим теперь 65-ти летнюю историю развития ториевой энергетики.

Возможность уран-ториевых топливных циклов доказано ещё в начале 40-ых годов прошлого века. Сразу же исследовательские и конструкторские работы проводились в Германии, Индии, Японии, России, Великобритании и США. Было проведено также и пробное облучение ториевого топлива в реакторах до получения высокого уровня выгорания. Полностью или частично загружались ториевым топливом несколько опытных реакторов.

К заслуживающим внимания экспериментам по ториевому циклу относятся следующие.

По-видимому, первые испытания ториевого топливного цикла, по-видимому, были проведены в Национальной Лаборатории (Ок-Ридж, США) в 1960-ых. В реакторе использовался высокотемпературный солевой расплав тетрафторида тория. Финансирование прекращено в 1976 и бесперспективный проект тогда же закрыт.

В период с 1967 по 1988 годы в Германии 750 недель эксплуатировался экспериментальный реактор AVR с насыпным бланкетом при мощности 15 МВт. 95% всего периода работы реактора составляла работа на ториевом топливе. Топливо представляло собой 100000 топливных элементов в виде шариков. Общий вес ториевого топлива составлял 1360 кг; торий использовался в смеси с высокообогащенным ураном. Максимальная глубина выгорания составила 150000 МВт·сутки/т.

Ториевые ТВЭЛы, состоящие из тория и урана в соотношении 10:1, в течение 741 суток облучались в реакторе Dragon мощностью 20 МВт в английском городе Уинфит. Реактор Dragon эксплуатировался в рамках совместного проекта, в котором, наряду с Великобританией, с 1964 по 1973 годы участвовали Австрия, Дания, Швеция, Норвегия и Швейцария. Ториево-урановое топливо использовалось для

производства ^{233}U , который заменял потребляемый ^{235}U примерно в том же соотношении. Топливо могло работать в реакторе в течение шести лет.

В 1967-1974 годах в США работал высокотемпературный реактор Peach Bottom на уран-ториевом топливе мощностью 110 МВт производства компании General Atomic.

В Индии в 1996 Калпакаме в качестве источника нейтронов запущен экспериментальный исследовательский реактор Kamini мощностью 30 кВт, работавший на ^{233}U , полученном путем облучения ThO_2 на другом реакторе. Реактор был построен неподалеку от бридерного реактора на быстрых нейтронах мощностью 40 МВт, в котором и облучался ThO_2 .

В Нидерландах в течение трех лет эксплуатировался гомогенный реактор с водяной смесью мощностью 1 МВт. В реакторе использовалось топливо в виде раствора высокообогащенного урана и тория; с целью удаления продуктов деления непрерывно велась переработка, в результате которой с высоким КПД производился ^{233}U .

Проводился ряд экспериментов с реакторами на быстрых нейтронах.

На базе реактора AVR в Германии был разработан 300 МВт-реактор THTR, проработавший с 1983 по 1989; реактор работал на насыпном бланкете из 674000 элементов, из которых больше половины представляло собой уран-ториевое топливо, а остальные - графитовый замедлитель и нейтронные поглотители. ТВЭЛы непрерывно обновлялись при загрузке, и в среднем прошли через реактор шесть раз. Производство топлива было поставлено на промышленную основу.

Реактор Fort St Vrain был единственным в США коммерческим реактором, работавшем на ториевом топливе; этот реактор также был сконструирован на базе немецкого AVR и проработал с 1976 по 1989 годы. Это был высокотемпературный реактор (1300°) с графитовым замедлителем и гелиевым охлаждением с проектной мощностью 842 МВт (330 МВт электрических). Топливные элементы были изготовлены из карбида тория и карбида $\text{Th}/^{235}\text{U}$ в виде микросфер, для удержания продуктов деления, покрытых диоксидом кремния и пироуглеродом. ТВЭЛы имели форму шестигранных колонн ("призм"). В реакторе использовалось почти 25 тонн тория; глубина выгорания составила 170000 МВт-сутки/т.

Исследования ториевого топлива для реакторов типа PWR проводились на американском реакторе Shippingport; в качестве исходного делящегося материала топлива использовались ^{235}U и плутоний. Был сделан вывод, что торий серьезно не повлияет на режимы работы и сроки эксплуатации активной зоны. Здесь же с 1977 по 1982 годы успешно прошли испытания легководного бридерного реактора затравочно-бланкетного типа на ториево-урановом топливе, покрытым сплавом циркония.

В 60-мегаваттном реакторе Lingen типа BWR в Германии использовались Th/Pu -ТВЭЛы.

В Индии с целью повышения эффективности после запуска в блоки 1 и 2 АЭС в Какрапаре было загружено 500 кг ториевого топлива. Первый блок АЭС был первым в мире реактором, в котором для выравнивания мощности в активной зоне использовался не обедненный уран, а торий. Работая на ториевом топливе, 1-й блок вышел на полную мощность за 300 суток, а 2-й блок - за 100 суток. Ториевое топливо планируется использовать в блоках 1 и 2 АЭС в Кайга и в блоках 3 и 4 АЭС в Раджастане, которые находятся в стадии строительства. Обладая запасами тория, в шесть раз превышающими запасы урана, Индия в качестве основной задачи промышленного производства энергии поставила задачу внедрения ториевого цикла, которая будет решаться в три этапа:

- тяжеловодные реакторы CANDU, работающие на топливе из природного урана, будут использоваться для наработки плутония;
- реакторы-бридеры на быстрых нейтронах (FBR) на основе полученного плутония будут производить ^{233}U из тория;
- перспективные тяжеловодные реакторы будут работать на ^{233}U и тории, получая 75% энергии из тория.

Отработанное топливо затем будет перерабатываться для восстановления делящихся материалов и их последующей переработки; В качестве еще одной возможности для третьего этапа рассматриваются подкритические комплексы на ускорителях (ADS).

К настоящему времени ториевое топливо испытано в реакторах различного типа: легководных и тяжёловодных реакторах, высокотемпературных реакторах, натрием охлаждаемых быстрых реакторах и реакторах на расплавах солей (в Индии испытания ещё продолжаются). Но к внедрению ториевого топлива в атомную энергетику это не привело.

Табл. 3. Реакторы, в которых испытывалось и испытывается ториевое топливо.

Название и страна	Тип	Мощность	Топливо	Период работы
AVR, Германия	HTGR, (Pebble bed reactor)	15 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver Fuel, Coated fuel particles, Oxide & dicarbides	1967–1988
THTR-300, Германия	HTGR, Power (Pebble Type)	300 MW(e)	Th+ ²³⁵ U, Driver Fuel, Coated fuel particles, Oxide & dicarbides	1985–1989
Lingen, Германия	BWR Irradiation-testing	60 MW(e)	Test Fuel (Th,Pu)O ₂ pellets	Terminated in 1973
Dragon, UK OECD-Евроатом	HTGR, Experimental (Pin-in-Block Design)	20 MWt	Th+ ²³⁵ U Driver Fuel, Coated fuel particles, Oxide & Dicarbides	1966–1973
Peach Bottom, США	HTGR, Experimental (Prismatic Block)	40 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver Fuel, Coated fuel particles, Oxide & dicarbides	1966–1972
Fort St Vrain, США	HTGR, Power (Prismatic Block)	330 MW(e)	Th+ ²³⁵ U Driver Fuel, Coated fuel particles, Dicarbide	1976–1989
MSRE ORNL, США	MSBR	7.5 MWt	²³³ U Molten Fluorides	1964–1969
Shippingport & Индия, США	LWBR PWR, (Pin Assemblies)	100 MW(e), 285 MW(e)	Th+ ²³³ U Driver Fuel, Oxide Pellets	1977–1982, 1962–1980
SUSPOP/KSTR КЕМА, Нидерланды	Aqueous Homogenous Suspension (Pin Assemblies)	1 MWt	Th+HEU, Oxide Pellets	1974–1977
NRU & NRX, Канада	MTR (Pin Assemblies)		Th+ ²³⁵ U, Test Fuel	Irradiation–testing of few fuel elements
KAMINI; CIRUS; & DHRUVA, Индия	MTR Thermal	30 kWt; 40 MWt; 100 MWt	Al+ ²³³ U Driver Fuel, ‘J’ rod of Th & ThO ₂ , ‘J’ rod of ThO ₂	All three research reactors in operation
KAPS 1 & 2; KGS 1 & 2; RAPS 2, 3 & 4, Индия	PHWR, (Pin Assemblies)	220 MW(e)	ThO ₂ Pellets (For neutron flux flattening of initial core after start-up)	Continuing in all new PHWRs
FBTR, Индия	LMFBR, (Pin Assemblies)	40 MWt	ThO ₂ blanket	In operation

После многих лет интенсивных исследований о возможности использования тория в атомной энергетике все работы были прекращены, и было признано, что мечта о «безопасной» ториевой энергетике – нереальна.

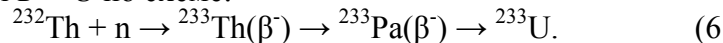
Замечание. Исключение составляет Индия, которая, имея большие запасы тория и не располагая заметными запасами урана, всё ещё верит в ториевую энергетику.

В предыдущей части лекции мы рассмотрели некоторые ядерно-физические свойства ²³²Th и ²³³U применительно к созданию ядерного оружия, теперь рассмотрим особенности использования этих радионуклидов в качестве уран-плутониевого топлива энергетических реакторов.

Как уже упоминалась, ²³²Th способен как к самопроизвольному, так и к вынужденному делению быстрыми нейтронами (с энергией более 1 МэВ), хотя сечение этой реакции не велико. Однако тепловыми нейтронами он не делится (как всякий чётно-чётный изотоп), что не позволяет организовать на тории цепной процесс деления.

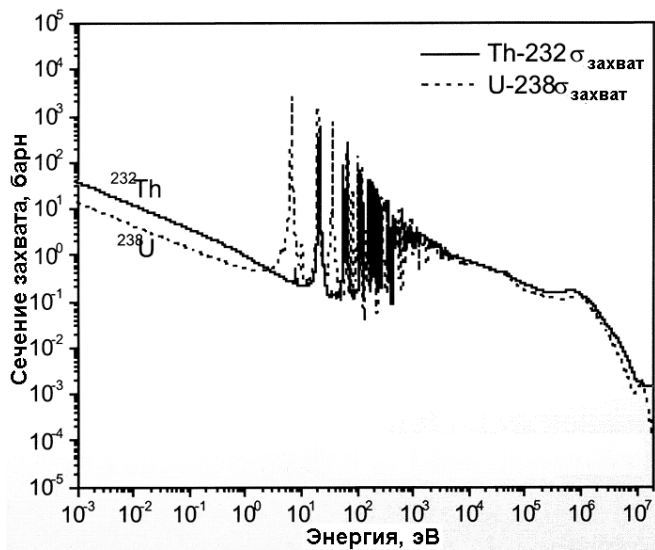
Замечание. В природном тории содержатся делящиеся радионуклиды, например, ²³¹Th, но лишь в следовых количествах.

Для целей атомной энергетике, однако, можно воспользоваться тем фактом, что при захвате теплового нейтрона ²³²Th превращается в ²³³U по схеме:



Изотоп ²³³U делится тепловыми нейтронами и способен поддерживать цепное деление. По одному из существенных показателей ²³³U превосходит ²³⁵U и ²³⁹Pu, имея более высокий выход нейтронов на один поглощенный нейтрон. Если начать реакцию с помощью другого делящегося материала (²³⁵U или ²³⁹Pu), можно реализовать цикл наработки делящегося материала, напоминающий, но более эффективный, чем цикл на ²³⁸U и плутоний в реакторах на медленных нейтронах.

Каждая реакция деления приводит к убыли одного ядра ²³³U, а каждая предыдущая реакция - к появлению такого ядра. Если сравниваются вероятности процесса деления и предыдущего процесса, то количество ²³³U при работе реактора остаётся постоянной, то есть топливо воспроизводится автоматически. Вероятности процесса определяются их эффективными сечениями. Условия стабильной работы реактора с постоянным содержанием ²³³U: $n({}^{232}\text{Th})\sigma({}^{232}\text{Th})=n({}^{233}\text{U})\sigma({}^{233}\text{U})$, где $n(\cdot)$ - плотность ядер соответствующего изотопа. Сечение деления (²³³U) = 2,784 барн, а сечение захвата нейтрона торием при тех же энергиях (²³²Th) = 0,387 барн. Отсюда получаем отношение концентраций ²³³U и ²³²Th



$$\frac{n(^{233}\text{U})}{n(^{232}\text{Th})} = \frac{\sigma(^{232}\text{Th})}{\sigma(^{233}\text{U})} = \frac{0,387}{2,784} = 0,14 \quad (7)$$

Таким образом, если мы в качестве рабочего вещества выберем смесь из 88% природного тория и 12% изотопа ^{233}U , то такой состав, будет длительное время сохраняться при работе реактора. Положение изменится после того, как будет выработано достаточно большое количество тория. После этого нужно производить смену рабочего вещества, но ^{233}U следует выделить из отработанного вещества и использовать в следующей загрузке.

Рис. 11. Энергетическая зависимость сечения захвата нейтронов ^{232}Th и ^{238}U .

Основные нуклиды, участвующие в ториевом цикле, имеют сильные отличия от изотопов уранового цикла.

Сравнивая сечения захвата ^{232}Th и ^{238}U в тепловой области (7,4 барна против 2,7 барн), можно увидеть, что торий даёт больший вклад в захват нейтронов, чем его урановый сырьевой коллега. Это означает, что в реакторе с ториевым топливом можно обеспечить меньшую в процентном отношении потерю нейтронов за счёт паразитных захватов на конструкционных материалах и, соответственно, более высокие параметры воспроизводства.

У изотопа ^{233}U величина η (число нейтронов на поглощённый нейтрон) превышает 2,0 и остаётся практически неизменной в тепловой и эпитепловой областях энергий - в противоположность ^{235}U и ^{239}Pu . Такая особенность делает ториевый ЯТЦ слабо чувствительным с точки зрения нейтроники к конкретным типам тепловых реакторов.



Рис. 12. Число нейтронов, возникших при поглощении одного нейтрона, η , для ^{233}U и других изотопов в зависимости от энергии нейтронов.

Табл. 4. Сравнение теоретически возможных коэффициентов воспроизводства для различных видов ядерного горючего.

E, эв	Среднее число быстрых нейтронов, испускаемых на один акт деления, ν			$1 + \alpha$			Коэффициент воспроизводства	
	U233	U235	Pu239	U233	U235	Pu239	U233	Pu239
0,026	2,54	2,46	2,88	1,13	1,184	1,42	1,25	1,03
10^3	—	2,46	2,88	—	1,48	1,65	—	0,75
10^5	—	2,47	2,90	1,08	1,13	1,18	1,34	1,46
$5 \cdot 10^5$	—	2,50	2,95	—	1,10	1,10	—	1,68

Коэффициент воспроизводства $K.V. = \eta - 1 - (\text{Потери}) = \frac{\alpha}{1 - \alpha} - 1 - l$, где η - среднее число быстрых нейтронов,

испускаемых на один акт захвата теплового нейтрона делящимся изотопом, α - отношение поперечного сечения захвата к поперечному сечению деления.

В Табл. 4. приведены ядерные параметры, на основании которых можно определить отношение количества образующегося в реакторе делящегося материала к количеству «выгоревшего» - так называемый коэффициент воспроизводства. Данные Табл. 4 показывают возможность расширенного воспроизводства для трёх различных делящихся материалов (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu) без учёта влияния конструкции реактора. Цикл, основанный на тории, является наилучшим с точки зрения получения коэффициента воспроизводства больше единицы, что определяет целесообразность применения тория в качестве делящегося материала в ядерных реакторах на тепловых нейтронах. Использование тория в реакторах на быстрых нейтронах не даёт такого эффекта, как при цикле $\text{Pu}-^{238}\text{U}$. Потери нейтронов ℓ зависят от особенностей конструкции реактора. Эффект деления ^{232}Th быстрыми нейтронами достаточно мал и для реакторов, работающих на тории, не превышает 2%.

Серьёзным недостатком ториевого топлива является сравнительно большой период полураспада его промежуточного продукта ^{233}Pa (27 суток), что на порядок больше, чем для ^{239}Np (2,36 суток). В результате, в ториевых реакторах образуется значительная равновесная концентрация ^{233}Pa , и за счёт захватов на нём возникнут потери в воспроизводстве. В ториевых реакторах будет обязательно наблюдаться протактиниевый эффект, аналогичный по механизму образования нептуниевому эффекту в быстрых реакторах с урановым или уран-плутониевым топливом, но более неприятный с точки зрения управления. В проектах ториевых реакторов должен учитываться подъём реактивности при длительных остановках вследствие распада ^{233}Pa в делящийся изотоп ^{233}U .

Сечение захвата для изотопа ^{233}U для тепловых нейтронов намного меньше, чем для изотопов ^{235}U и ^{239}Pu - соответственно, 46, 101 и 271 барн. В то же время, тепловые сечения деления всех трёх изотопов находятся приблизительно в одном и том же диапазоне - 525, 577 и 742 барна, соответственно. Поэтому в ториевом цикле снижено образование старших топливных изотопов - таких, как ^{236}U или ^{240}Pu в традиционных ЯТЦ - что упростит рециклирование урана из ОЯТ ториевых реакторов с точки зрения потерь в реактивности.

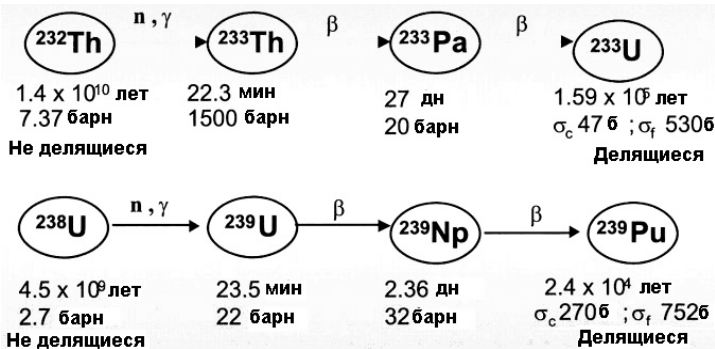


Рис. 13. Цепочки превращения сырьевых изотопов в делящиеся для ториевого и уранового циклов.

Темпы образования долгоживущих младших актинидов в ториевых реакторах значительно снижены по сравнению с урановыми и уран-плутониевыми установками. Если ториевый реактор работает исключительно в $^{232}\text{U}-\text{Th}$ цикле, то актиниды с массами свыше 237 будут накапливаться в нём в пренебрежимо малых количествах.

Применение тория в качестве ядерного горючего затруднено тем, что в побочных реакциях образуются изотопы с высокой активностью. Главный из таких загрязнителей - ^{232}U - α - и γ -излучатель с периодом полураспада 73.6 года. Среди его дочерних продуктов есть, например, ^{208}Tl - изотоп с очень коротким временем жизни, испускающий жёсткие γ -кванты (2,6 МэВ). Из-за накопления ^{232}U радиационная опасность ториевого топлива растёт. Это создаёт дополнительные проблемы при обращении с ОЯТ ториевых реакторов, в частности, при рециклировании урана. Но одновременно наличие ^{232}U в выгоревшем топливе увеличивает защищённость реактора и ЯТЦ от распространения.

Мощности доз урана, выделяемого из ОЯТ всех тяжёловодных реакторов с ториевым топливом, оказываются настолько большими, что фактически исключают возможность его похищения террористами. Так, после года выдержки выделенный (после первой кампании) образец ^{233}U массой 5 кг будет создавать на расстоянии 1 фута мощность дозы в пределах 120-370 Р/ч в зависимости от конфигурации реактора, а через 10 лет выдержки - 380-1120 Р/ч.

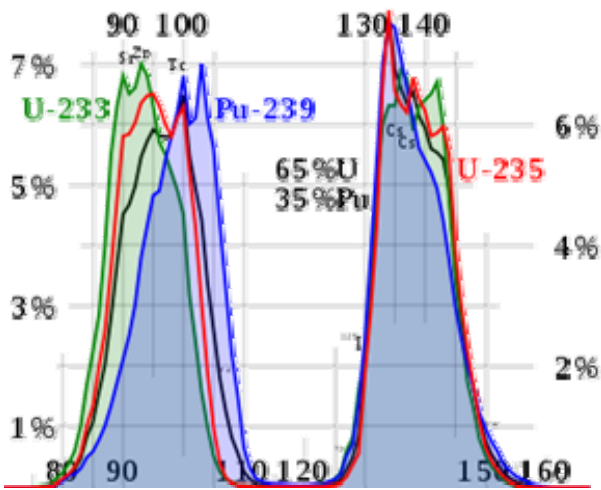


Рис. 14. Зависимость выхода продукта деления от его массы при делении тепловыми нейтронами ^{235}U и ^{239}Pu , в урановом и плутониевом топливном цикле и ^{233}U , в ториевом цикле.

В уран-ториевом цикле набор продуктов деления несколько отличается от такового для уран-плутониевого цикла, что требует некоторой модификации традиционной схемы переработки горючего. Согласно современным представлениям, в ториевом реакторе в меньших количествах, чем в урановом накапливается плутоний и

минорные актиниды, долгоживущих продуктов деления также меньше. Поэтому ожидается, что после нескольких сотен лет хранения ториевые отходы будут не опаснее урановой руды.

Замечание. Апологеты ториевой энергетики иногда утверждают, что в отработанном ториевом топливе не накапливаются плутоний и актиниды, следовательно, такой материал не интересен для террористов, мечтающих об атомной бомбе. Это, конечно, сказки: все оружейные нуклиды прекрасно накапливаются в ториевом топливе. Их накопление действительно меньше, чем в урановом цикле, но оно идёт, так что при желании их всегда можно выделить и пустить в дело.

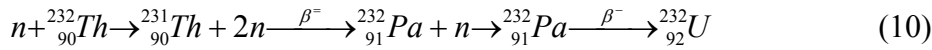
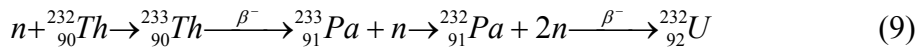
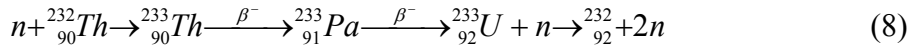
Отметим, что реакторы с загрузкой торием начинают выигрывать у урановых аппаратов с точки зрения удельного расхода делящихся материалов лишь при очень высоких степенях выгорания топлива порядка 45-50 ГВт×сут/т. Некогда такие глубины выгораний считались недостижимыми из-за проблем с конструкционными материалами и т.д., но в наши дни атомная отрасль успешно их освоила.

У ториевых реакторов есть определённые преимущества. Так, изменение запаса реактивности в ходе кампании в этих установках будет меньшим, чем для реакторов с урановым или уран-плутониевым топливом. Кроме того, ториевые системы позволяют более эффективно использовать ^{235}U и/или плутоний, добавляемые в свежее топливо - это позволяет задуматься о ториевом ЯТЦ как оптимальном средстве утилизации накопленного в мире плутония. В нынешних тепловых реакторах, использующих MOX-топливо, многократное рециклирование плутония сильно затруднено его деградацией - накоплением старших изотопов. Это приводит к недопустимым изменениям в эффектах реактивности - в частности, может стать положительным пустотный эффект реактивности по теплоносителю. Попытки использовать топливные элементы на инертной основе вызывают резкое ухудшение параметров нейтронной кинетики реактора. Эти ставят ограничение на темпы возможной утилизации плутония в тепловых реакторах с уран-плутониевым топливом. Большинство из современных легководных установок позволяет загружать MOX-топливом активную зону только на треть или даже на четверть. В противоположность этому, торий может оказаться отличной "матрицей" для плутония. Анализ возможного применения торий-плутониевого оксидного топлива в PWR показывает, что выжигание плутония в таких установках улучшается, но коэффициенты реактивности становятся чрезмерно отрицательными, а это вызывает нежелательные эффекты за счёт обратных связей. Эта проблема решается в тяжёловодных PHWR, где вся зона может быть загружена торий-плутониевой композицией без каких-либо серьёзных последствий для нейтроники. А достигаемый уровень утилизации плутония в тяжёловодных аппаратах будет сравним с уровнем для легководных установок с инертным топливом.

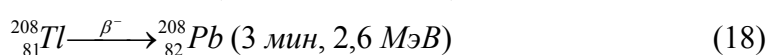
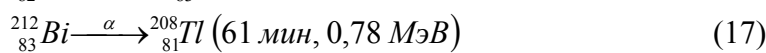
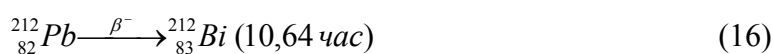
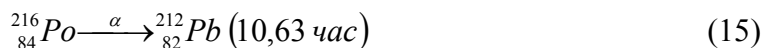
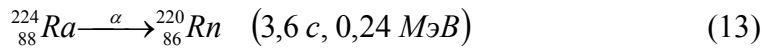
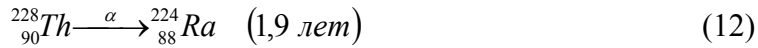
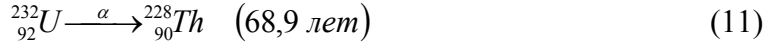
В реакторе, когда нейтрон взаимодействует с ядром способного к делению изотопа, он или раскалывает ядро или захватывается и преобразует в другое ядро. В случае ^{233}U реакции горения ядерного топлива превалируют над реакциями образования трансурановых элементов. ^{233}U , поглощая нейтрон, или делится или превращается в ^{234}U . Вероятность деления при поглощении теплового нейтрона 92%; отношение захват-деление ^{233}U , равно 1:10, что лучше чем у ^{235}U (1:6), ^{239}Pu (1:2), или ^{241}Pu (1:4). В результате в отходах появляется меньше долгоживущих опасных трансурановых элементов, чем в случае уран-плутониевого цикла. Тем не менее, и трансурановые и трансплутониевые элементы а отходах отработанного топлива, естественно, присутствуют. Дело в том, что упомянутый выше ^{234}U не делится тепловыми нейтронами, но, захватив нейтрон превращается в делящийся ^{235}U . Если ядро этого изотопа не успеет разделиться, то продолжая захватывать нейтроны оно превратится последовательно в ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , и, в конечном счете, в делящийся ^{239}Pu и более тяжелые изотопы плутония.

Другой неприятной особенностью ториевого цикла является образование ^{231}Pa в результате $(n, 2n)$ реакции с ^{232}Th (чего не происходит в урановом цикле), так что ториевые отходы надолго загрязняются этим довольно долгоживущим ($T=32700$ лет) радионуклидом.

Наконец, третьей неприятной особенностью ториевого цикла является образование ^{232}U , происходящее по $(n,2n)$ - реакциям быстрых нейтронов с ^{233}U , ^{233}Pa и ^{232}Th :



^{232}U распадается на ^{228}Th с последующими превращениями, характерными для ряда ^{232}Th :



^{232}U химически не может быть отделен от ^{233}U от используемого ядерного топлива; однако, химическое отделение тория от урана удалит продукты распада, ^{228}Th и радиацию от остальных продуктов цепи распада, которая постепенно будет расти снова, поскольку ^{228}Th повторно накапливается. Жёсткое γ -излучение также создает радиологическую опасность, требуя использования мощных боксов и манипуляторов. Конечно, при хорошем финансировании эти препятствия можно преодолеть. Но зачем?! Есть же уран плутониевый цикл, в котором никаких таких трудностей нет.

В настоящее время рассматриваются две схемы использования ториевого топлива. Согласно первой (замкнутый цикл) торий облучается в реакторе бридере, в котором цепную реакцию деления обеспечивает ^{235}U . Бланкет извлекается из реактора-размножителя, образовавшийся ^{233}U отделяется от тория, на его основе изготавливается топливо, которое поставляется на другой (энергетический) реактор. Недостаток замкнутого цикла – новое топливо сильно радиоактивно, в отличие от уранового, обращение с ним требует дистанционного управления, а перевозка – специальных контейнеров. Согласно концепции открытого цикла ^{233}U должен сжигаться непосредственно в реакторе в котором он генерируется, без выделения, переработки и производства нового топлива.

Рассмотрим теперь преимущества и недостатки ториевого топливного цикла

Преимущества.

1. Торий в 3-4 раза более распространён в земной коре элемент, чем уран.
2. Природный торий состоит из одного изотопа и его вовлечение в топливный цикл в отличие от урана не требует трудоёмкого разделения изотопов.
3. Торий имеет некоторые более привлекательные ядерные свойства по сравнению с ураном. Поперечное сечение поглощения тепловых нейтронов (σ_a) у ^{232}Th в три раза больше чем у ^{238}U , а резонансный интеграл (среднее сечение по промежуточным энергиям нейтронов) составляет 1/3 от такового для ^{238}U . Следовательно, полное преобразование тория в тепловом реакторе более эффективно, чем в случае урана. Хотя поперечное сечение деления ^{233}U на тепловых нейтронах (σ_f) сопоставимо с ^{235}U и ^{239}Pu , сечение захвата (σ_γ) намного меньше, чем у последних двух делящихся изотопов, обеспечивая меньшее количество нейтронных поглощений, не приводящих к делению. Это улучшает нейтронную экономику. Наконец, отношение выпущенных нейтронов к поглощённым (η) у ^{233}U , больше чем два раза, чем у урана, по широкому диапазону энергий, включая тепловой спектр. Поэтому ториевое топливо можно использовать в тепловом бридерном реакторе.
4. Ториевые топлива обладают и некоторыми благоприятными физическими и химическими свойствами, которые улучшающие эксплуатацию реактора. По сравнению с наиболее распространённым реакторным топливом на основе диоксида урана (UO_2), диоксид тория (ThO_2) имеет более высокую температуру

плавления, у него выше теплопроводность, и более низкий коэффициент теплового расширения. Диоксид тория химически стабильнее и, в отличие от диоксида урана, не склонен к дальнейшему окислению.

5. Поскольку ^{233}U произведенный в ториевых топливах неизбежно загрязнен с ^{232}U , то это ядерное топливо само защищает себя от хищений. ^{232}U химически не может быть отделен от ^{233}U , причём он имеет несколько продуктов распада, испускающих γ -излучения высоких энергий. Радиологическая опасность от таких материалов требует использования дистанционной обработки выделенного урана и облегчает их обнаружение.

6. Длительная (порядка 10^3 - 10^6 лет) радиологическая опасность обычного используемого ядерного топлива на основе урана определяется плутонием и минорными актинидами, после распада которых долгоживущие продукты деления снова вносят существенный вклад в радиоэкологическую опасность. Одного захвата нейтрона достаточно для перевода в ^{238}U в трансурановый элемент, тогда как необходимо осуществить шесть захватов нейтронов, чтобы получить ^{232}Th . 98-99% ядер ториевого топлива делятся (или ^{233}U , или ^{235}U), поэтому генерируется меньшее количество долгоживущих трансуранов. Из-за этого, торий - потенциально привлекательная альтернатива к урану в смешанном оксидном (MOX) топливе, с точки зрения уменьшения накопления трансуранов и увеличения деструкции плутония.

7. В отличие от плутония, ^{233}U может быть легко денатурирован путём смешения его с природным или обеднённым ураном.

8. Ядерные реакторы на ториевом топливе более безопасны, чем на урановом, поскольку ториевые реакторы не обладают запасом реактивности. Поэтому никакие разрушения аппаратуры реактора не способны вызвать неконтролируемую цепную реакцию.

Недостатки:

1. Торий – рассеянный элемент, не образующий собственных руд и месторождений. Если некоторые минералы урана – простые оксиды урана, то у тория таких минералов нет. Попутное выделение тория из редкоземельных минералов осложнено сходством тория с элементами семейства лантана. Добыча тория намного дороже добычи урана.

2. Вскрытие монацита – процесс намного более сложный, чем вскрытие большинства урановых руд. Отделение тория от РЗЭ – процесс намного более сложный, чем выделение и очистка урана. Производство металлического тория затруднено. Поэтому торий и его соединения намного дороже аналогичных продуктов на основе урана.

3. Из-за плохих механических свойств тория, из него невозможно изготовить какие-либо изделия точной формы, к тому же ториевые изделия легко изменяют свою форму в реакторных условиях. Торий – сильно корродирующий элемент. Бороться традиционными методами с его коррозией невозможно, а изготовление плакированных изделий затруднено. Высокая температура спекания, необходимая для производства ториевого диоксидного топлива, усложняет процесс изготовления топлива.

4. В отличие от урана, естественный торий не содержит никаких делящихся изотопов; чтобы достигнуть критичности необходимо добавлять делящийся материал ^{233}U , ^{235}U , или плутоний.

5. Если торий используется в открытом топливном цикле (утилизирующий ^{233}U in situ), то чтобы достигнуть благоприятной нейтронной экономики необходимы высокие степени выгорания. Хотя выгорание диоксида 170000 МВтсут/тонна и 150000 МВтсут/тонна в Fort St. Vrain Generating Station и AVR соответственно, было хорошим трудно достигнуть высоких степеней выгорания в легководных реакторах, т.е. в основных реакторах современной атомной энергетики.

6. Сравнительно длинный временной интервал в течение которого ^{232}Th порождает ^{233}U . Период полураспада ^{233}Pa - примерно 27 дней, что больше периода полураспада ^{239}Np . В результате, существенное количество ^{233}Pa оказывается в ториевом топливе. Протактиний-233 - активный поглотитель нейтронов. Правда он, в конечном счете, превращается в делящийся ^{235}U , но для этого требуется еще два последовательных поглощения нейтронов, что вредит нейтронной экономике и увеличивает вероятность производства трансуранов.

7. Если твёрдый торий используется в закрытом топливном цикле, в котором ^{233}U подвергается переработке, то интенсивная радиация (жёсткое γ -излучение с энергией до 2,6 МэВ источником которого является ^{208}Tl) обуславливает необходимость дистанционного управления всеми операциями топливного цикла из операторского помещения, обеспеченного защитным экраном, что увеличивает затраты ториевого цикла по сравнению с урановым топливным циклом.

8. Хотя существуют прекрасно отлаженные методы переработки уранового топлива (например, PUREX), подобная технология для тория (например, THOREX) - все еще разрабатывается.

9. Несмотря на присутствие вредного ^{232}U , США в 1955 наглядно продемонстрировали, что бомбу на основе ^{233}U вполне можно изготовить и применить в качестве оружия. Поэтому переход на ториевую энергетику не снимает проблемы распространения атомного оружия.

10. Хотя ториевое топливо производит намного меньше долгоживущих трансуронов, чем топливо на основе урана, некоторые долгоживущие актиниды оказывают длительное радиологическое воздействие, особенно ^{231}Pa .

Таким образом, основной недостаток ториевого цикла понятен – он просто намного дороже уранового. К тому же весь ториевый цикл слабо проработан. Поэтому рассчитывать на полномасштабную ториевую энергетику в первой половине нашего века не следует. Её не будет...

Рассмотрим теперь существующие в наше время проекты ядерных реакторов на базе ториевого топлива.

Практически каждый тип реактора в то или иное время изучался с точки зрения применения в нем ториевого топлива. В большей степени проблемы использования ториевого топлива изучены применительно к высокотемпературным (HTR), тяжеловодным (PHWR) и легководным (LWR) реакторам на тепловых нейтронах. Ториевый топливный цикл представляет интерес для реакторов на тепловых нейтронах, поскольку основной делящийся изотоп этого топливного цикла ^{233}U дает в тепловом спектре нейтронов 0,2 «дополнительных» нейтрона (по сравнению с ^{235}U и ^{239}Pu), которые можно использовать для повышения эффективности топливного цикла. Вследствие этого существуют убеждения, что можно создать такие реакторы на тепловых нейтронах и соответствующие уран-ториевые топливные циклы, которые позволят получить коэффициент воспроизводства ядерного топлива. Но такие убеждения несколько оптимистичны и преувеличивают перспективность ториевого топливного цикла. Связано это с тем, что ^{233}U получается в результате распада ^{233}Pa , который образуется при захвате нейтронов ^{232}Th . Изотоп ^{233}Pa имеет достаточно длительный период полураспада (27 дней), и за это время, присутствуя в активной зоне, он может захватить нейтрон, перейдет в ^{234}Pa и быстро распадется в ^{234}U . Этот эффект заметно ухудшает эффективность использования топлива в ториевом топливном цикле, особенно при увеличении плотности потока нейтронов в активной зоне.

С точки зрения переработки топлива ториевый цикл также обладает некоторыми недостатками. В процессе выгорания в топливе накапливается изотоп ^{232}U , в цепочке распада которого в свинец присутствуют изотопы ^{210}Bi (γ с энергией 1,6 МэВ), ^{212}Po (γ с энергией 2,6 МэВ) и особенно неприятный изотоп ^{208}Tl (энергия γ -частиц 2,6 МэВ). Работа с таким облученным топливом требует развития технологий дистанционной переработки и изготовления топлива. Кроме этого, происходит увеличение радиотоксичности тория за счет появления сравнительно короткоживущих изотопов тория, что усложняет рециклирование тория.

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

Другой вариант – ориентация на использование стартовых плутониевых загрузок. Скорее всего, он более перспективен. Для реализации этой стратегии на первом этапе можно использовать оружейный плутоний или плутоний из облученного топлива тепловых реакторов. В перспективе можно рассчитывать на плутоний из экранов быстрых реакторов. Использовать плутоний целесообразно лишь на начальном этапе наращивания мощностей. Далее, при полном замыкании топливного цикла, в том числе и по ^{233}U , следует переходить на топливные загрузки с ^{233}U , который будет нарабатываться как в тепловых реакторах, так и в blankets быстрых реакторов.

HTR - единственный реактор, который изначально проектировался под использование ториевого топлива. ^{233}U в отличие от ^{239}Pu обладает очень хорошими ядерно-физическими свойствами в спектре HTR:

	^{233}U	^{235}U	^{239}Pu	^{241}Pu
$n_{эфф}$	2,29	2,05	1,80	2,18

Высокое значение $n_{эфф}$ для ^{233}U позволяет в HTR достигнуть высокого уровня конверсии и лучше использовать природные топливные ресурсы в сравнении с урановым или уран-плутониевым топливными

циклами. Но так как торий в сравнении с природным ураном не содержит делящихся компонент, и его сечение поглощения нейтронов в 2 раза превышает аналогичное значение для ^{238}U , то в свежую загрузку ториевого топлива НТР должен вводиться делящийся материал (^{235}U или Pu). В начале в НТР использовался открытый топливный цикл с высоким обогащением (HEU) по ^{235}U (93%), оптимизированный на большую глубину выгорания топлива (до 100 ГВт•сут/т). Равновесная концентрация ^{233}U , когда он начинает вносить достаточный вклад в число делений в реакторе, достигается при глубине выгорания 25 ГВт•сут/т. При глубине выгорания топлива, равной 100 ГВт•сут/т, открытый HEU – топливный цикл обеспечивает ту же потребность в природном уране, что и замкнутый уран-плутониевый цикл LWR с возвратом в цикл невыгоревшего урана и плутония. Обогащение по урану-235 в выгоревшем топливе составляет 52%, что значительно превышает рекомендации INFCE (International Fuel Cycle Evaluation group) в связи с проблемой несанкционированного распространения ядерных материалов: $^{233}\text{U} < 12\%$; $^{235}\text{U} < 20\%$; $^{239+241}\text{Pu} < 50\%$.

Изучены и другие открытые топливные циклы: (U+Th) O_2 топливный цикл среднего обогащения (20%) по ^{235}U (MEU-цикл); урановый топливный цикл малого обогащения (8%) по урану (LEU-цикл). Эти топливные циклы эквивалентны по расходам топлива и не имеют каких-либо заметных различий по процедурам фабрикации и захоронения отработавших топливных элементов. Однако в открытом топливном цикле возможные преимущества ^{233}U не могут проявиться в полной мере. Лучшая экономичность ториевого топливного цикла достигается в закрытом U-Th цикле при среднем обогащении по ^{235}U (MEU-цикл). Переработка выгоревшего топлива с малым обогащением по ^{235}U (LEU-цикл) не вызывает практического интереса, так как в этом цикле нарабатываемое топливо активно выгорает. Известно, что технология переработки требует химического разделения урана (или плутония) от продуктов деления и других материалов. Но сейчас не существует промышленной технологии разделения делящихся (^{233}U , ^{235}U), радиотоксичных (^{232}U) и нейтроннодефицитных (^{236}U) изотопов одного и того же элемента. Поэтому с увеличением числа рециклов топлива в нем накапливаются изотопы, затрудняющие рецикл топлива и снижающие его эффективность. Отметим, что преимущества использования тория в НТР достигаются не только благодаря более эффективному использованию уран-ториевого топлива за счет хорошей нейтронной физики, но и за счет повышенного (по сравнению с LWR) коэффициента преобразования тепла в электричество (примерно в 1,5 раза), что при высоких темпах развития ядерной энергетики позволяет снизить расходы природного урана на первоначальные загрузки реакторов.

Тяжелая вода является прекрасным замедляющим материалом благодаря небольшому сечению поглощения нейтронов, что, способствуя улучшению баланса нейтронов в реакторах на тепловых нейтронах. Поэтому канадские энергетические тяжеловодные реакторы CANDU способны работать природном уране. Интерес к применению ^{233}U - ^{232}Th топлива в CANDU обусловлен возможностью достигнуть в тяжеловодных реакторах на тепловых нейтронах бридерных режимов (вплоть до циклов с самообеспечением топливом). Но и без бридинга (размножения) CANDU является идеальным ядерным реактором для использования ториевого топлива. Для использования в CANDU были изучены два топливных цикла, предполагавших переработку выгоревшего топлива: топливный цикл с самообеспечением топливом (SSET) и цикл с высоким выгоранием топлива. В SSET-цикле содержание ^{233}U в выгоревшем топливе первой загрузки таково, что его достаточно для обогащения следующей топливной загрузки. Дальнейшая работа реактора не требует дополнительного обогащения топлива (например, по ^{235}U). Важно отметить, что в стандартной конструкции CANDU режима самообеспечения достигнуть невозможно из-за большого паразитного поглощения нейтронов в нетопливных материалах.

Для улучшения баланса нейтронов могут быть использованы следующие способы:

- уменьшение энергонапряженности топлива на 20%, что снижает потери нейтронов в ^{233}U ;
- повышение степени очистки тяжелой воды с 99,75 до 99,95% по D_2O ;
- удаление из активной зоны стержней, предназначенных для компенсации отравления Хе;
- снижение потерь ядерного топлива в процессе его переработки до 0,5%;
- замена циркониевых сплавов (устранение изотопа ^{91}Zr с высоким сечением поглощения нейтронов).

При реализации первых четырех способов переход к режиму самообеспечения достигается при выгорании топлива 5 ГВт•сут/т. В случае устранения из циркониевых сплавов изотопа ^{91}Zr глубина выгорания в режимах самообеспечения топливом может достигать 10-15 ГВт•сут/т. Стратегия циклов с высоким выгоранием топлива схожа с использованием U-Pu топливного цикла в LWR. Из-за высокого в сравнении с ураном поглощения нейтронов в тории требуется более высокое обогащение начальной ториевой топливной загрузки. Так как в этом топливе коэффициент конверсии выше, то изменение реактивности во времени меньше. И, следовательно, стартуя с более высоким обогащением начальной топливной загрузки,

достигают режима выгорания, когда накопленный ^{233}U позволяет реактору работать дольше. Согласно расчетным оценкам, требуемое содержание накопленного ^{233}U равно 2%, тогда как обогащение начальной загрузки равно 2,4%. В этом случае достигается глубина выгорания топлива 50 ГВт•сут/т в сравнении с 40 ГВт•сут/т для эквивалентного уранового цикла. В случае большего начального обогащения (с целью дальнейшего повышения глубины выгорания) увеличение содержания накопленного ^{233}U не дает выигрыша, так как резко возрастает паразитное поглощение нейтронов в продуктах деления.

Применительно к использованию в CANDU также исследовался открытый топливный ториевый цикл. В этом цикле слабообогащенное урановое топливо и торий размещаются отдельно в различные каналы, чтобы можно было обеспечить различную энергонапряженность топлив. Урановое топливо в этом цикле выгорает и перегружается быстрее. Здесь потери в выгорании уранового топлива успешно компенсируются большим выгоранием ториевого топлива. Экономические показатели этого цикла превосходят аналогичные показатели для чистого уранового топливного цикла. Этот цикл рекомендован для использования в тяжеловодных реакторах.

Опыт фабрикации топлива на основе тория накоплен в Канаде и Индии. Возможности переработки облученного ториевого топлива были продемонстрированы в лабораторных масштабах в Канаде на установке TFRE.

В настоящее время легководные реакторы на тепловых нейтронах (PWR, BWR) доминируют в ядерной энергетике мира, из-за их высокой экономичности и отработанности технологии. Исследование возможностей использования ториевого топлива в LWR проводилось в следующих направлениях:

- разработка легководного теплового реактора-бридера (LWBR);
- применение ториевого топлива в стандартных конструкциях легководных тепловых реакторов PWR;
- применение ториевого топлива в стандартных конструкциях кипящих легководных реакторов на тепловых нейтронах (BWR).

Разработка концепции теплового реактора-бридера была обусловлена, в первую очередь, стремлением в полном объеме реализовать практически преимущество ^{233}U по нейтронному балансу в тепловой области энергий по сравнению с U и Pu. В 1972 в США в Шиппингпорте был запущен в эксплуатацию ^{233}U - ^{232}Th легководный реактор мощностью 60 МВт (эл.), который эксплуатировался до 1988. В результате эксплуатации реактора была подтверждена практически предполагаемая возможность достижения бридинга в легководных реакторных системах с ^{233}U - ^{232}Th топливом. Однако, из-за особенностей LWBR, реализация этой концепции в рамках энергетического реактора большой мощности затруднительна (по крайней мере, в отношении достижения подобного уровня воспроизводства топлива). В отличие от концепций LWBR, требующих существенной модификации конструкций активной зоны и реактора, применение открытого ториевого топливного цикла в LWR и для PWR рассматривалось с позиций возможности достижения в них определенных преимуществ без изменения существующих конструкций реактора. Показано, что $^{233}\text{UO}_2$ - ^{232}Th топливный цикл дает значительный экономический выигрыш.

Основным вариантом в легководных реакторах-бридерах типа PWR могут быть топливные сборки, смонтированные так, что бланкет, состоящий главным образом из тория, покрывает затравочный элемент с большей степенью обогащения, содержащий ^{235}U , который производит нейтроны для подкритического бланкета. Поскольку ^{233}U производится в бланкете, он там же и сгорает.

Жидкосольевые реакторы (MSR), использующие топливо в виде расплавов неорганических соединений урана, тория и плутония, рассматриваются в качестве альтернативы твердотопливным реакторным системам, поскольку допускают регулирование топливного состава при работе реактора. Физические особенности MSR в случае работы реактора в уран-ториевом топливном цикле позволяют достигнуть в нем бридерного режима. Демонстрация возможности практической реализации концепции MSR была подтверждена в США опытом эксплуатации реактора MSRE с тепловой мощностью 7,3 МВт, который работал в течение 1965–1969 гг. Проработаны различные схемы MSR с использованием расплавов фторидов легких и тяжелых металлов. В качестве базового варианта принят американский проект реактора MSBR электрической мощности 1000 МВт с использованием уран-ториевого топливного цикла и воспроизводством ^{233}U . Безтвальный реактор имеет низкий запас реактивности (обусловленный возможностью непрерывной дозированной добавки топлива, а также его очисткой от осколочных элементов-поглотителей нейтронов в ходе эксплуатации контура) и отрицательный температурный коэффициент реактивности, что обеспечивает ядерную безопасность.

Предложена концепция «Thorium Molten Salt Nuclear Energy Synergetic», обеспечивающая, по мнению авторов, решение всех проблем развития ядерной энергетике. Но здесь предлагается использовать ускорители протонов в качестве дополнительного внешнего источника нейтронов. Это обусловлено тем, что

уран-ториевый топливный цикл нейтронно дефицитен, и при реально достижимых уровнях очистки топливной соли от продуктов деления и скорости выведения ^{233}Pa из нейтронного поля для достижения экономически приемлемой плотности нейтронов, нужна внешняя подпитка или за счет ^{235}U , или плутония, или электроядерными, или термоядерными нейтронами. Предложенная нобелевским лауреатом К.Руббиа (Carlo Rubbia) из ЦЕРНа (European Organization for Nuclear Research) концепция ADS "accelerator driven system" позволяет перерабатывать высокоактивные отходы и производить энергию из природного тория или обеднённого урана.

В комплексах с ускорителями высокоэнергетические нейтроны производятся за счет реакции расщепления ядер высокоэнергетическими протонами ускорителя, соударяющимися с тяжелыми ядрами мишени (свинец, свинец-висмут или другие элементы). Эти нейтроны можно направить в субкритический реактор, содержащий торий, где нейтроны производят ^{233}U и обеспечивают его деление. Существует возможность обеспечения самоподдерживающейся реакции деления, которую можно направить либо на производство энергии, либо на трансмутацию актиноидов, образующихся в результате U/Pu топливного цикла. Использование тория вместо урана означает, что в самом реакторе ADS будет производиться меньшее число актиноидов.

Реакторы на быстрых нейтронах также могут работать в уран-ториевом топливном цикле, однако особенности ^{233}U - ^{232}Th топлива в спектре быстрых нейтронов по характеристикам воспроизводства уступают уран-плутониевому топливному циклу. Использование уран-ториевого топлива в быстром реакторе может обеспечить решение некоторых локальных задач, касающихся, например, снижения пустотного эффекта реактивности (вплоть до отрицательной величины), уменьшения производства трансураниевых нуклидов в топливном цикле, наработки ^{233}U для реакторов на тепловых нейтронах и др.

Конструкторские решения по перспективным реакторам на ториевом топливе включают:

- Легководные реакторы, использующие в качестве топлива оксид плутония (PuO_2), оксид тория (ThO_2) и(или) оксид урана (UO_2), из которых изготавливаются стержневые ТВС.
- Высокотемпературные реакторы с газовым охлаждением (HTGR) двух типов - с насыпным бланкетом и призматическими топливными сборками.
- Газотурбинные модульные реакторы типа HTGR с гелиевым охлаждением (GT-MHR) и призматическими ТВС. Использование гелия для охлаждения при высоких температурах и сравнительно небольшая выходная энергия на модуль (600 МВт) позволяет скомбинировать модульную конструкцию с газовой турбиной (цикл Брайтона), что повышает производство тепловой энергии почти на 50%. Активная зона таких реакторов допускает применение VOU/Th и Pu/Th .
- Модульный реактор с насыпным бланкетом (PBMR). Сконструирован в Южной Африке на основе немецких разработок. Позволяет использовать ториевые насыпные бланкеты.
- Реакторы на солевом расплаве. Перспективный реактор-бридер, в котором ториевое топливо используется в виде солевого расплава, не требуя дополнительного внешнего охлаждения. Хладагент первичного контура проходит через теплообменник, где тепловая энергия реакции деления передается в рабочий материал вторичного контура с целью генерации пара.
- Перспективные тяжеловодные реакторы (AHWR). В Индии в настоящее время ведутся работы по этому направлению. Как и канадский реактор CANDU-NG, индийский реактор мощностью 250 МВт охлаждается обычной водой. Основная часть активной зоны состоит из смеси оксидов тория и ^{233}U в подкритическом состоянии; пропорции смеси таковы, что ^{233}U самовоспроизводится. Реакция управляется несколькими затравочными зонами на основе обычного MOX-топлива.
- Утилизация плутония. Сегодня в некоторых реакторах используется MOX-топливо (U, Pu). Альтернатива состоит в использовании торий-плутониевого топлива; в этом случае реактор работает на плутонии, производя делящийся ^{233}U , который после деления можно использовать в составе уран-ториевого топливного цикла.

В настоящее время активным поиском путей внедрения ториевого топливного цикла в ядерную энергетику в основном занимается Индия. Для Индии вовлечение тория в ЯТЦ - жизненно важная задача. Эта страна практически не имеет собственных запасов урана, но входит в число мировых лидеров по запасам тория. Сделать первый шаг на пути к ториевой энергетике индийские атомщики намерены с помощью реактора AHWR, строительство которого может начаться в ближайшие месяцы.

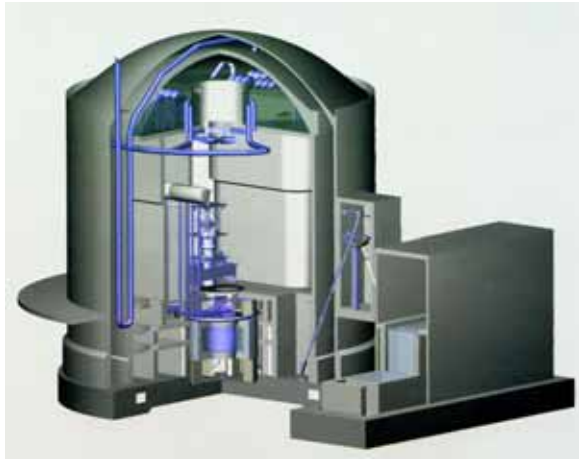


Рис. 15. Схема индийского реактора АНВР.

АНВР (*Advanced Heavy Water Reactor* – *улучшенный тяжёловодный реактор*) предназначен для использования тория в качестве ядерного топлива в промышленных масштабах. Реактор обладает высоким коэффициентом выгорания, что позволит ему нарабатывать необходимые для его эксплуатации количества ^{233}U без внешней подпитки делящимися материалами.

Реактор АНВР - вертикальный реактор с трубами под давлением. Его мощность 300 МВт (эл.). Теплоносителем является кипящая лёгкая вода, замедлителем - тяжёлая вода. Имеется ряд пассивных защитных систем, а его топливо

оказывает меньшее влияние на окружающую среду, чем уран или уран-плутоний.

Основные принципиальные свойства безопасности АНВР:

- слегка отрицательные коэффициенты реактивности;
- пассивные системы безопасности, работающие под действием природных сил;
- водный бассейн объёмом 6000 м^3 над активной зоной, предназначенный для аварийного охлаждения реактора;
- теплосъём с активной зоны естественной циркуляцией;
- две независимых системы аварийной защиты;
- пассивная система ввода поглотителя в замедлитель на случай отказа обеих систем автоматической защиты при аварии или вследствие саботажа.

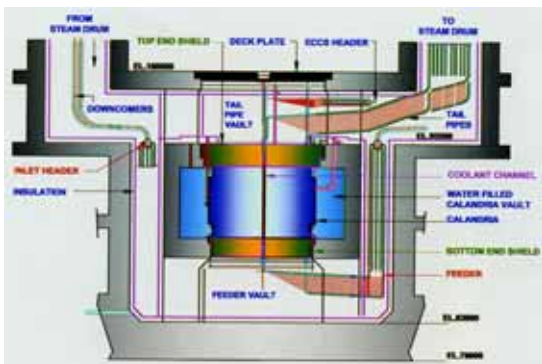
Теплосъём в АНВР производится за счёт естественной циркуляции как в нормальных режимах эксплуатации, так и при останове реактора. Это позволяет исключить из рассмотрения все возможные аварии, начальным условием которых является отказ насосов. Первый контур - *Main Heat Transport (MHT) System* - обеспечивает перенос тепла от ТВЭЛов до паровых коллекторов, причём рабочим телом выступает кипящая лёгкая вода. В состав МНТ входит общий входной раздаточный коллектор, от которого теплоноситель отводится по топливным каналам. На выходе нагретая пароводяная смесь собирается в четыре паровых коллектора. Здесь производится сепарация пара для его отвода на турбину, а конденсат после нагрева в теплообменниках контура замедлителя вновь возвращается в первый контур.

При возникновении аварий в активную зону впрыскивается большой объём воды с борной кислотой из специальных аккумуляторов. На следующем этапе, охлаждение зоны производится за счёт слива воды под действием силы тяжести из бассейна, расположенного над реактором.

Предусмотрен двойной контеймент (защитная оболочка реактора).

В АНВР имеется дополнительная пассивная система снижения реактивности - на случай выхода из строя всех систем автоматической защиты. Рост давления пара в таком сценарии приведёт к открытию пассивных клапанов, и в замедлитель начнёт поступать поглотитель.

Рис. 16. Энергетический реактор АНВР



Топливный элемент АНВР состоит из 54 ТВЭЛов, расположенных по трём окружностям. В центре элемента установлен стержень-вытеснитель. В ТВЭЛах на двух внутренних окружностях используется топливо $(\text{Th}-^{233}\text{U})\text{O}_2$. На внешней окружности стоят ТАЭЛлы с $(\text{Th}-\text{Pu})\text{O}_2$. В элементе предусмотрена водная трубка для непосредственного залива водой в случае аварий с потерей теплоносителя. Средняя проектная глубина выгорания топлива в АНВР составляет $38 \text{ ГВт} \times \text{сут}/\text{т}$. Реактор самодостаточен по ^{233}U при условии работы в замкнутом ЯТЦ. Конструкция топливного элемента АНВР достаточно гибка для подбора различных вариантов загрузки.

Удаление из реактора тяжёловодного теплоносителя, находящегося в РНВР под высоким давлением, обеспечит снижение потерь D_2O и позволит убрать систему восстановления качества тяжёлой воды.

Срок службы реактора - 100 лет.

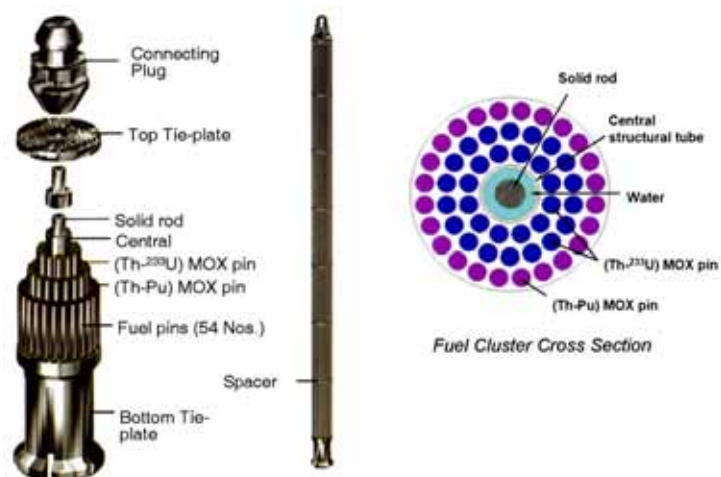


Рис. 17. Топливный элемент реактора АНWR.

Табл. 5. Основные проектные характеристики АНWR

Мощность реактора	920 МВт (тепловых), 300 МВт (эл.)
Конфигурация активной зоны	Вертикальная, трубы под давлением
Теплоноситель	Кипящая лёгкая вода
Число топливных каналов	452
Внутренний диаметр трубы под давлением	120 мм
Шаг решётки	225 мм, квадратная
Число твэлов в топливном элементе	54, в том числе 24 с (Th-Pu)O ₂ и 30 с (Th- ²³³ U)O ₂
Активная длина топлива	3,5 м
Общий расход через активную зону	2141 кг/с
Входная температура теплоносителя	259°
Температура подпиточной воды	130°
Среднее паросодержание	19,1%
Давление в паровом коллекторе	70 бар
Длина первого контура	39 м
Первичная система АЗ	37 стержней АЗ
Вторичная система АЗ	Впрыск жидкого поглотителя в замедлитель
Число стержней управления	24

Анализируя 65-ти летнюю историю развития ториевой энергетики можно констатировать, что такой энергетики в настоящее время не существует – в мире нет ни одно не только энергетического, но даже научно-исследовательского реактора. Есть определённые достижения в проработке схем уран-ториевого и уран-торий-плутониевого циклов, схем реакторов (ТВЭЛ-ных и безТВЭЛных), состава топлива и т.д. В некоторых странах (это, прежде всего, Индия, и, возможно, Китай) высказываются намерения строительства ториевых энергетических реакторов. Но будут ли они осуществлены и насколько они будут успешными - покажет время. Во всяком случае, можно утверждать, что в первой половине этого века ториевой энергетики в мире не будет. Если к 2050 году в мире будет работать 2-3 ториевых реактора, и они безаварийно проработают хотя бы 5 лет, это можно будет считать выдающимся достижением. Дальнейшее развитие ториевой энергетики будет зависеть от успешности всего ториевого цикла, всех его компонентов. Тогда и можно будет думать о его перспективах...