



ПЕРСПЕКТИВЫ ТОРИЕВОГО ЦИКЛА

МФПУ "Синергия":

Андрей Иванович Касьян, доцент, к.т.н.

Равгат Явдатович Хамидуллин, доцент, к.т.н.

(Окончание. Начало в № 1 - 2012)

Проследим, что же происходит в активной зоне при цепной реакции? Мы можем считать, что сначала нейтроны поглощаются ядрами и после этого на смену одного поколения нейтронов приходит другое. Соотношение количеств нейтронов последующего и предыдущего поколений позволяет охарактеризовать текущее состояние реактора с помощью эффективного коэффициента размножения нейтронов k_{eff} или реактивности $\rho = (k_{\text{eff}} - 1)/k_{\text{eff}}$. Если количество нейтронов от поколения к поколению увеличивается, то $k_{\text{eff}} > 1$, цепная реакция нарастает, реактор находится в надкритическом состоянии, его реактивность положительна. Обычный реактор, если не учитывать поглотители, регулирующие устройства и т.д., всегда имеет избыточную реактивность. Со временем топливо выгорает, но с помощью специальных устройств реактивность поддерживается в нужных пределах. Реакции управляемы. Если же эти устройства отключены, каким-то образом оставили урановый реактор один на один с его содержимым, то начнется разгон. Среднее время, характеризующее динамику, определяется продолжительностью жизни одного поколения нейтронов в активной зоне и зависит, конечно, от свойств среды, от типа реактора, лежит в интервале от 10^{-4} до 10^{-8} с. Сразу заметим, что на ториевом реакторе такой разгон трудно получить, т.к. ядра делящегося урана-233 не загружаются заранее с избытком, а образуются по мере протекания процесса.

На практике в активную зону тем или иным способом вводят замедлитель, что повышает к.п.д. реакции деления. Роль замедлителя определяется его названием - нейтроны, сталкиваясь с ядрами, постепенно теряют свою скорость - замедляются. При эффективном замедлителе основная масса нейтронов успевает замедлиться до тепловых энергий, т.е. вступает в тепловое равновесие с окружающей средой (средняя энергия - 0,025 эВ). Такие реакторы называются "на тепловых нейтронах". В качестве замедлителя используются в основном тяжелая вода (D_2O), что и дает название реакторам на тяжелой воде, графит, бериллий, окись бериллия, а также обычная вода, которая замедляет нейтроны не хуже тяжелой воды, но, к сожалению, поглощает их в гораздо большем количестве. На обычной воде (конечно, не из-под крана) работают реакторы ВВЭР. Итак, процессы в медленных реакторах приводят к тому, что некоторые нейтроны не только теряют скорость, но и могут поглощаться замедлителем. Тогда из одной тонны загруженного в реактор природного (необогатенного) урана полезно используется только семьсот граммов урана-235 и один кг (доли процента) урана-238. Не будем останавливаться на деталях (важных) о преобладании тех или иных реакций. У читателя, естественно, может возникнуть вопрос о целесообразности самого процесса замедления нейтронов.

Если мы исключим специальный замедлитель, хотя мы не можем исключить охладитель (теплоноситель), то нейтроны в активной зо-

не на протяжении своей жизни успевают снизить энергию до значений порядка 0,1 МэВ (это очень высокая скорость). Соответствующие цепные реакции называются быстрыми (а реакторы - "на быстрых нейтронах"). Цепные реакции, в которых нейтроны замедляются до энергий от десятков до одного кэВ, называются промежуточными. Мы получили классификацию типа реактора по спектру нейтронов. Описание дано в самых общих чертах, не рассматриваются детали спектра, многочисленные проблемы, например, связанные с "проскакиванием" нейтронов через резонансную область и т.д.

Сделаем несколько замечаний относительно быстрых реакторов (БР). Мы не можем обойти их молчанием, т.к. с ними связаны упомянутые надежды на замыкание топливного цикла. Для тепловых нейтронов, которые движутся с незначительной скоростью, "сечения" захвата велики (т.е. вероятность захвата ядрами велика), но сильно меняются (скачут) при переходе от одного типа ядра к другому. Поэтому к активной зоне нужно предъявить требования высокой химической чистоты. Это недостаток. Для быстрых нейтронов все сечения захвата тяжелых ядер достаточно малы и не так уж сильно отличаются друг от друга и проблемы высокой чистоты материалов не так актуальны. Кроме того, на каждый захват нейтрона в активной зоне такого реактора испускается в 1,5 раза больше нейтронов деления, чем в активной зоне реактора на тепловых нейтронах. Это преимущество. Указанное свойство создает предпосылки для сжигания в быстрых реакторах всевозможных ядер. Кроме того в этих реакторах топливо сжигается на порядок эффективнее - до 12%. Это определяется и конструкцией и свойством топлива. "Скажи мне, какое у тебя топливо, и я скажу - какой реактор".

Еще одно преимущество заключается в том, что в реакторе на быстрых нейтронах, охлаждаемом жидкотеплоносителем, отсутствует большое избыточное давление. Небольшие по величине и отрицательные по мощности, температурный и околонулевой пустотный эффекты реактивности в целом исключают разгон реактора БН на мгновенных нейтронах при ошибочном извлечении из активной зоны органов регулирования и несрабатывании аварийной защиты. Таким образом существует возможность сконструировать обратные связи и характеристики первого контура так, чтобы исключить внутренние причины тяжелых аварий, даже без срабатывания аварийной защиты. Выбор мощности модульного БР может быть осуществлен из условия отвода остаточного энерговыделения воздухом от корпуса реактора без разгерметизации оболочек ТВЭЛов и выбросов активности. Трехконтурная схема теплоотвода в быстром реакторе позволяет защитить первый контур реактора от попадания в него воды или пара, если используется паровая турбина. Таким образом, быстрый реактор можно сделать самозащищенным и саморегулируемым.

Основным преимуществом быстрых реакций является более высокий коэффициент воспроизводства (КВ). Если, например, $KB = 1$, то реактор не требует дополнительной загрузки топлива. Дело в том, что из ядер урана-238 образуются ядра плутония-239. Коэффициент КВ может быть и больше единицы, тогда режим работы называется расширенным воспроизводством делящегося материала. Именно быстрые реакторы, в принципе, позволяют решить проблему самообеспечения топливом.

Время жизни одного поколения нейтронов для быстрой реакции, как мы видели, на несколько порядков меньше, чем для тепловой (из-за высокой скорости нейтронов). Поэтому динамика происходящего процесса может практически мгновенно отреагировать после изменения условий в активной зоне. Это, естественно, осложняет работу систем управления быстрого реактора. Для хорошо спроектированного реактора этот эффект сглаживается, поскольку динамика управления определяется временами жизни запаздывающих, а не мгновенных нейтронов. Запаздывающие нейтроны появляются спустя несколько секунд. Скоростью ядерной реакции механически управляют регулирующие стержни из вещества, поглощающего нейтроны (например, бор или кадмий), а также добавки (борной кислоты) в теплоноситель. Чем глубже, например, опускают стержни в активную зону, тем больше они поглощают нейтронов и изымают их из процесса. Все эти тонкости начинают особенно сказываться, если реактор представляет собой некое уникальное устройство, требующее особого подхода, настройки. (Например, из 105 энергетических реакторов в США нет даже двух похожих, что послужило причиной для возникновения ряда проблем). Что же касается быстрых реакторов, то в решении этой проблемы не все так просто. При создании реакторов на быстрых нейтронах ученым пришлось столкнуться с серьезными трудностями. Это и особые требования к конструкционным материалам и использование особого теплоносителя (например, жидкий натрий). Жидкий натрий агрессивно реагирует с водой. Правда, в России имеется направление, связанное с научно-обоснованными теплоносителями из свинца и эвтектического сплава свинца с висмутом. Для реактора на быстрых нейтронах требуется компоненты энергоблока изготавливать из коррозионно-стойких спецматериалов, что достаточно дорого.

Возвращаясь к общему вопросу безопасности, рассмотрим его с нескольких сторон. При глобальном подходе решение в этом направлении должно как минимум улучшать какие-либо из существующих сейчас различных групп показателей и требований, не сводимых к единому параметру, в первую очередь связанными с проблемами возникновения аварий, нераспространения, обращения с отходами, экологией, устойчивости развития и т.д., не ухудшая всех остальных. Начнем по порядку.

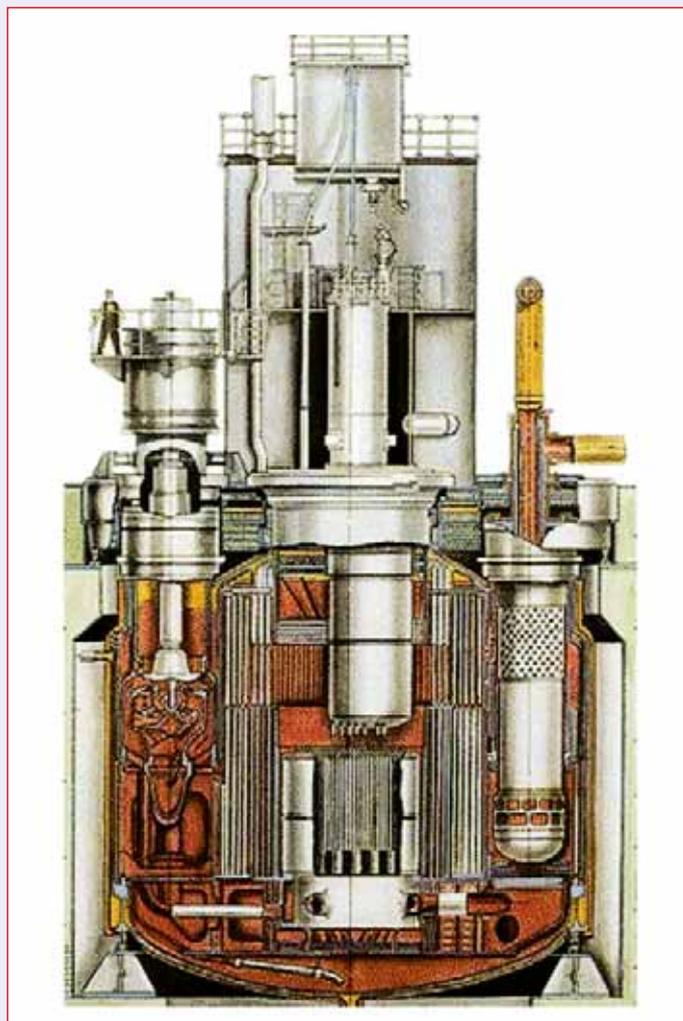
Противники ядерной энергетики выдвигают два основных тезиса: первый - проблемы в обращении с радиоактивными отходами, второй - высокая цена аварии. Что касается цены аварии, то хорошим ответом может служить статья [1]. Выдвигаются также опасения относительно незаконного распространения стратегических материалов, истощения запасов урана и др.

Проблемы с отходами можно решить разными способами. Основной - это так называемый замкнутый ядерный топливный цикл, который позволяет не только навсегда избавиться от ядерных отходов, в том числе и производимых обычными АЭС, но и решить проблему ядерного топлива, заменяя дефицитный уран-235 на уран-238 и другие изотопы, что хватит, как минимум, на несколько столетий. Важное значение здесь будет иметь и высокая безопасность нового поколения реакторов и переход к новому уровню решения проблемы нераспространения делящихся материалов и ядерного оружия и т.д. Получается, что ядерная энергетика с замкнутым уран-плутониевым (в будущем и ториевым) циклом перспективна для России и она может стать мировым лидером в этой области. Технология использования реакторов на быстрых нейтронах, как считает генеральный директор госкорпорации "Росатом" Сергей Кириенко, начнется у нас до 2020 года. "Что можно говорить точно - реакторы на быстрых нейтронах как промышленная технология будут ос-

воены к 2020 году", - сказал Кириенко на Гайдаровском форуме. Он сообщил, что одним из важных преимуществ реакторов на быстрых нейтронах является их "естественная безопасность". На сегодняшний день быстрых реакторов в мире почти не осталось, только у нас. Эксплуатация быстрых реакторов встретила с большими трудностями. У нас на Белоярской АЭС почти 30 лет в опытно-промышленной эксплуатации работает реактор БН-600, который по ряду параметров (КИУМ, КПД) признан одним из лучших в мире. Энергетический пуск реактора на быстрых нейтронах БН-800, который строят на этой АЭС, планируется на сентябрь 2014 года. Этот реактор рассчитан на смешанное оксидное уран-плутониевое топливо, однако не исключается использование более плотного мононитридного топлива, на котором коэффициент КВ активной зоны БН-800 достигает единицы даже без зон воспроизводства. Заметим, что реакторы с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями также могут сыграть важную роль в ядерных технологиях XXI века. К сожалению, рассмотрение проблемы реакторов на быстрых нейтронах выходит за рамки статьи.

Отдельного разговора заслуживает также открытый ядерный цикл, основанный на тории, поскольку в России (и во всем мире) тория больше, чем урана. Индия уже выбрала торий как основу своей будущей энергетики. Многие люди у нас считают, что ториевый цикл - наиболее экономичный и безопасный метод производства энергии практически в неограниченном количестве. Рассмотрим этот тезис.

Итак, существует мнение, что по ряду параметров ториевый (уран-ториевый) топливный цикл, в отличие от существующего уран-плутониевого, в принципе может удовлетворить потребности человечества в "чистой" энергии на продолжительном отрезке времени. Относительно свойств безопасности ториевого реактора говорилось выше. Задача практического воплощения ториевого цикла в



Реактор на быстрых нейтронах БН-600

жизнь достойна стать научной и инженерной целью отрасли.

Обратимся еще раз к вопросу о запасах, и заметим, что торий не валяется под ногами, точнее он "валяется" или разбросан по слишком большой площади и не имеет месторождений. Урана на Земле немало, но тория в несколько раз больше. В то же время, у него отсутствуют "месторождения" как таковые, хотя монацитовые пески с содержанием тория до 10 %, образуют достаточно большие залежи (россыпи), но чаще всего торий рассеян по месторождениям других минералов. Добытчики редких земель не хотят иметь с ним дело. Торий - радиоактивный материал (как и уран), к тому же эманулирующий. Работать с ним опасно, а изолировать в отвалах дорого. Можно упомянуть добычу тория в 1950-1964 гг. в Читинской области. На некоторых оставшихся участках разработки уровень радиации сейчас достигает 700 мкР/ч, а в "хвостохранилище" наблюдаются очаги с уровнем 1500 мкР/ч (в Москве уровень не более 20 мкР/ч). Если мы упомянули радиоактивное заражение земли, то в России общая суммарная площадь зараженных участков составляет порядка 600 км², а суммарная активность РАО около 250 тыс. Ки. Заметим, что затраты на очистку 1 тыс. м² площади могут составлять 2000 дол и более.

Стабильного рынка тория в настоящее время фактически не существует. Добывается он в незначительных количествах. Действительно, в России есть месторождения монацита, но разрабатываются только те из них, в которых нет тория. Итак, в настоящее время в России серьезной добычи тория не ведется, и возможно, в ближайшие годы, пока не отработают технологии, вестись не будет. Становится ясно, что основным препятствием для ториевого цикла является отсутствие широкой сырьевой базы.

Вернемся к проблеме захоронения. В ториевом цикле за время эксплуатации уран-ториевого реактора будет наработано меньше радионуклидов, чем в аналогичном по мощности уран-плутониевом реакторе (основная проблема будет связана с радиологическим воздействием Pa-231). Это обстоятельство переводит проблему обращения с радиоактивными отходами уже в практическую плоскость, поскольку для малых количеств трансурановых элементов их можно переработать. Но здесь присутствует один маленький нюанс: технология переработки отработанного топлива уран-плутониевого цикла имеется, а для уран-ториевого цикла еще не разработана.

Кратко коснемся рассмотрения основных типов ториевых реакторов. Практически все реакторы в то или иное время изучались с точки зрения применения ториевого топлива. Это касается в первую очередь реакторов на тепловых нейтронах: высокотемпературного (HTR), на тяжелой воде (PHWR) и обычной легкой воде.

По-видимому, первые испытания ториевого топливного цикла, были проведены в Окриджской Национальной Лаборатории в шестидесятых годах прошлого века. В реакторе использовался высокотемпературный солевой расплав тетрафторида тория. Финансирование прекращено в 1976 г.

В период с 1967 по 1988 годы в Германии 750 недель эксплуатировался экспериментальный реактор AVR с насыпным бланкетом, мощностью 15 МВт. Большую часть всего периода работы реактора составляла работа на ториевом топливе. Топливо представляло собой 100 000 топливных элементов в виде шариков. Торий использовался в смеси с высокообогащенным ураном.

Реактор Dragon мощностью 20 МВт с 1964 по 1973 г. работал в английском городе Уинфит и использовал ториевые ТВЭЛы. Он эксплуатировался в рамках совместного проекта, в котором, наряду с Великобританией, участвовали Австрия, Дания, Швеция, Норвегия и Швейцария. Ториево-урановое 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 Нидерландах в течение трех лет эксплуатировался гомогенный ториевый реактор с водяной смесью мощностью 1 МВт.

Проводились и эксперименты на быстрых нейтронах. Так, например, в Германии был разработан реактор THTR мощностью 300 МВт, проработавший с 1983 по 1989 г.

Единственным коммерческим реактором в США был Fort St Vrain, работавший на ториевом топливе (1976 - 1989 гг.). Это был высокотемпературный реактор (1300 °С) с графитовым замедлителем и гелиевым охлаждением с проектной мощностью 842 МВт (330 МВт электрических). Топливные элементы были изготовлены из карбида тория и карбида уран-ториевого сплава в виде микросфер. В реакторе использовалось почти 25 тонн тория. Исследования ториевого топлива для реакторов типа PWR проводились на другом американском реакторе Shippingport; в качестве исходного делящегося материала топлива использовались U-235 и плутоний. Был сделан вывод, что торий не оказывает сильного влияния на режимы работы и сроки эксплуатации активной зоны.

Практический интерес к применению тория в реакторах типа CANDU был обусловлен, в первую очередь, теоретическим обоснованием возможности достигнуть в тяжеловодных реакторах на тепловых нейтронах около бридерных режимов (вплоть до циклов с самообеспечением топливом). В этом направлении был проведен большой цикл исследований в Канаде. В настоящее время подобная работа ведется в Индии.

Для использования в CANDU были изучены два топливных цикла, предполагавших переработку выгоревшего топлива: топливный цикл с самообеспечением топливом и цикл с высоким выгоранием топлива. В итоге отметим, что в стандартной конструкции CANDU режима самообеспечения достигнуть невозможно из-за большого паразитного поглощения нейтронов в нетопливных материалах. Для улучшения баланса нейтронов необходимо: уменьшить энергонапряженность топлива, повысить степень очистки тяжелой воды, удалить из активной зоны стержни, предназначенные для компенсации отравления Xe, заменить циркониевые сплавы (устранение изотопа Zr-91 с высоким сечением поглощения нейтронов).

Стратегия циклов с высоким выгоранием топлива в принципе схожа с использованием U-Pu топливного цикла в LWR.

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. Расчеты показывают, что потери в выгорании уранового топлива успешно компенсируются большим выгоранием ториевого топлива. Экономические показатели этого цикла схожи и могут даже превосходить аналогичные показатели для чистого уранового топливного цикла. Этот цикл после детальной проработки может быть рассмотрен для использования в тяжеловодных реакторах на ближайшую перспективу.

HTR - единственный реактор, изначально спроектированный под торий. Уран-233 имеет более хорошие ядерно-физические характеристики, что позволяет надеяться на высокий уровень конверсии и более эффективное использование топлива. Открытый ториевый топливный цикл здесь не дает существенных преимуществ, а лучшая экономичность достигается в закрытом цикле при среднем обогащении по урану-235.

В качестве альтернативы твердотопливным реакторным системам рассматриваются жидкосолевые реакторы (MSR), использующие топливо в виде расплавов неорганических соединений урана, тория и плутония, в которых основой охлаждающей жидкости является смесь расплавленных солей, работающая при высоких температурах, но низком давлении. Исторически первый такой опытный реактор действовал в 1954 г., а американский бомбардировщик B-36 был оснащён им в 1955 - 1957 гг. При проектируемой аварийной ситуации на станции, когда отказали регулирующие стержни, реактор начинает перегреваться, но жидкость, после срабатывания аварийного клапана, под действием силы тяжести сливается в аварийно-резервное хранилище, тем самым предотвращая разгон. Расход ядерного горючего оценивается примерно в 1000 кг тория на 1 ГВт произведённой энергии. В уран-ториевом топливном цикле реакторы этого типа позволяют достигнуть бридерного режима. В США (в 1965-1969 гг.) эксплуатировался реактор MSRE с тепловой мощностью 7,3 МВт. В США, Франции, Японии, в Российской Федерации и др. странах про-

работаны различные схемы MSR с использованием расплавов фторидов легких и тяжелых металлов. Группой энтузиастов MSR предложена концепция, обеспечивающая, по мнению авторов, практическое решение всех проблем дальнейшего развития ядерной энергетики. Но в этой концепции предлагается использовать ускорители в качестве дополнительного внешнего источника нейтронов. Это обусловлено тем, что уран-ториевый топливный цикл нейтронно дефицитен и нужна подпитка или за счет урана-235, или плутония, или электроядерными, или термоядерными (внешними) нейтронами.

Перечень проводимых исследований можно было бы продолжать. В результате всего можно констатировать, что топливо на основе тория испытано в реакторах различного типа: легководных и тяжёловодных, высокотемпературных и т.д., но фактически в атомную энергетику не внедрено. Многолетние исследования натолкнулись на всевозможные трудности и работы по использованию тория в атомной энергетике не были продолжены. Исключение составляет Индия, которая продолжает работы, так как располагает большими запасами тория.

Кратко еще раз перечислим основные преимущества и недостатки ториевого 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 (резонансный интеграл - среднее сечение по промежуточным энергиям нейтронов составляет треть от такового для урана-238 и т.п.). Поэтому ториевое топливо можно использовать в тепловом бродерном реакторе.

4. Ториевые топлива обладают и некоторыми благоприятными физическими и химическими свойствами, улучшающие эксплуатацию реактора. По сравнению, например, с наиболее распространённым реакторным топливом на основе диоксида урана (UO_2), диоксид тория (ThO_2) имеет более высокую температуру плавления и, в отличие от диоксида урана, не склонен к дальнейшему окислению.

5. Поскольку U-233, произведенный в ториевых топливах неизбежно загрязнен U-232, то это ядерное топливо в какой-то мере защищает себя от хищений. Радиологическая опасность от таких материалов требует использования дистанционной обработки.

6. Длительная радиологическая опасность обычного используемого ядерного топлива на основе урана определяется плутонием и минорными актинидами. Торий более привлекателен и его применение возможно в смешанном оксидном (МОХ) топливе, когда достигается уменьшение накопления трансуранов.

7. В отличие от плутония, U-233 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.

2. Вскрытие монацита - процесс намного более сложный, чем вскрытие большинства урановых руд. Производство тория затруднено. Поэтому торий и его соединения дороже аналогичных продуктов на основе урана.

3. Из-за плохих механических свойств тория, из него невозможно изготовить какие-либо изделия точной формы.

4. В отличие от урана, естественный торий не содержит никаких делящихся изотопов; чтобы достигнуть критичности необходимо все равно использовать (хотя бы на начальном этапе) делящийся материал: уран-235 или плутоний.

5. При использовании тория в открытом топливном цикле для достижения нейтронной эффективности необходимы высокие степени выгорания. (Хотя выгорание диоксида 170 000 МВт-сут/т в ре-

акторе Fort St. Vrain Generating Station и было глубоким, тем не менее, трудно достигнуть высоких степеней выгорания в легководных реакторах, т.е. в основных существующих реакторах современной атомной энергетики).

6. Если твёрдый торий используется в закрытом топливном цикле, в котором U-233 подвергается переработке, то интенсивная радиация (жёсткое γ -излучение с энергией до 2,6 МэВ) обуславливает необходимость дистанционного управления всеми операциями топливного цикла, что увеличивает затраты по сравнению с урановым топливным циклом.

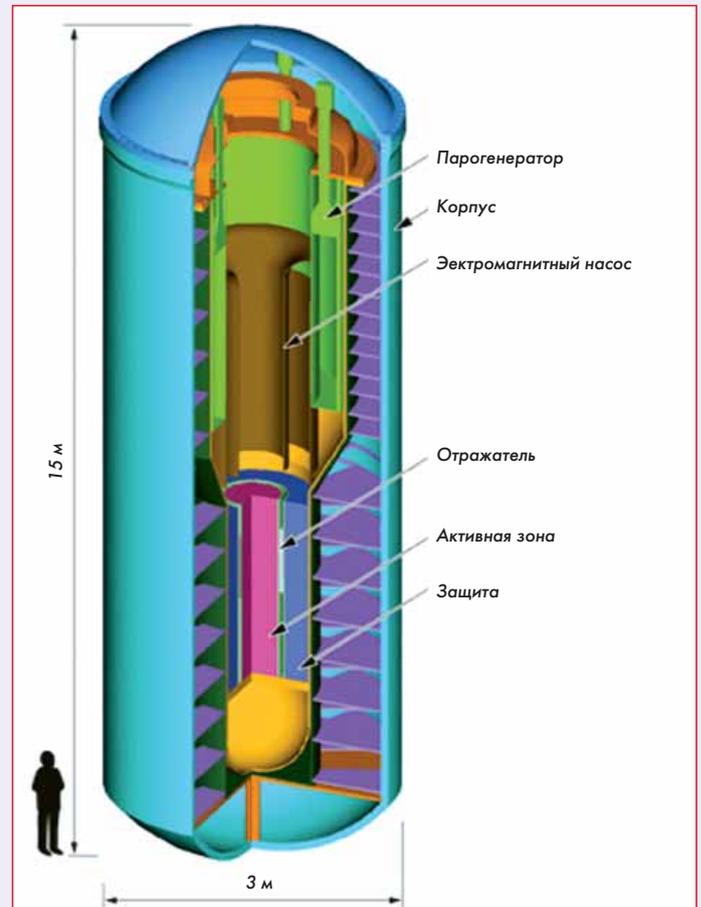
7. В сравнении с существующими прекрасно отлаженными методами переработки уранового топлива подобная технология для тория - все еще разрабатывается.

8. Несмотря на воздействие вредного U-232, США, по-видимому, испытали бомбу на основе U-233. Поэтому переход на ториевую энергетику не снимает проблемы распространения атомного оружия.

9. Хотя ториевое топливо производит намного меньше долгоживущих трансуранов, чем топливо на основе урана, некоторые долгоживущие актиниды оказывают длительное радиологическое воздействие, особенно Pa-231.

Можно сделать обобщающий вывод, что ториев цикл просто дороже уранового. К тому же он весь слабо проработан. Поэтому рассчитывать в ближайшее время на полномасштабную ториевую энергетику не следует. Тем не менее, за оставшееся время, при государственной поддержке необходимо провести исследования структуры оптимального топливного цикла с привлечением тория, а также электроядерных и термоядерных источников нейтронов и решить проблему создания безотходного по актинидам топливного цикла.

Конкретно, в ближайшее десятилетие, для решения задач оптимизации эффектов реактивности, увеличения запасов до предельно достижимых параметров, снижения присущих урановой технологии рисков необходимо исследовать вопросы гомогенного введения тория в ядерное топливо, его гетерогенное размещение (в отдельных ТВЭЛах, поглотителе) и создания ториевых экранов. 



Предполагаемый вид малогабаритного реактора, топливом для которого будет торий