

РИЗВОМЭС

FEI -- 2183.

ФЭИ-2183



ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ

Г. Н. КАЗАНЦЕВ, В. М. МУРОГОВ, Ф. П. РАСКАЧ,
В. Я. РУДНЕВА, Э. Я. СМЕТАНИН, М. Ф. ТРОЯНОВ,
Л. А. ЧЕРНОВ, И. Н. АБОРИНА

ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ НА ОСНОВЕ ТОРИЯ И УРАНА-233

Обнинск — 1991

ФЭИ-2183

ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ

Г. Н. Казанцев, В. М. Мурогов, Ф. П. Раскач, В. Я. Руднева,
Э. Я. Сметанин, М. Ф. Троянов, Л. А. Чернов, И. Н. Аборина

ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ
НА ОСНОВЕ ТОРИЯ И УРАНА - 233

Обнинск-1991

УДК 621.001.51:64

Г.Н.Валганов, Ю.М.Мурогов, Ф.П.Раскач, В.Я.Руднева,
В.В.Семетин, М.С.Троянов, Л.А.Чернов, И.Н.Аборина

Ядерный топливный цикл на основе тория и урана-233.

ММ-8103. Обнинск, 1991.-48 стр.

В данной работе проведен анализ работ, выполняемых в нашей стране и за рубежом по комплексному решению принципиальных проблем развития ядерной энергетики:

- топливной, определяющей возможность широкомасштабного развития ЯЭ;
- экономической, определяющей конкурентоспособность ЯЭ;
- ядерной безопасности АЭС и ядерного топливного цикла (ЯТЦ);
- экологической проблемы, в том числе с учетом проблемы захоронения высокоактивных топливных отходов.

Показана возможность решения перечисленных проблем на основе развития традиционных типов реакторных установок (легководных реакторов и быстрых реакторов типа БН) в рамках ядерного топливного цикла с использованием урана-235, плутония и урана-233.

This paper considers the analysis of activities carried out in this country and abroad on a complex solution of principal problems of nuclear power advance:

- the fuel problem specifying the feasibility of broad-scale nuclear power development,
- the economical problem specifying competitiveness,
- the problems of nuclear power plant and nuclear fuel cycle safety,
- the ecological problems (taking into account problems of high-level fuel waste disposal).

Demonstration is taken of the potentiality of the above problem solution on the basis of conventional reactor plants development (light-water reactors and BN-type fast reactors) within the framework of nuclear fuel cycle using uranium-235, plutonium and uranium-233.

ВВЕДЕНИЕ

Существующая долгосрочная стратегия развития ЯЭ основывается на реализации уранового топливного цикла (открытого) с переходом к замкнутому уран-плутониевому топливному циклу и вовлечением в топливный цикл вторичного ядерного топлива - плутония. Это позволит решить топливную проблему ЯЭ будущего при условии развития ее с использованием реакторов - размножителей на быстрых нейтронах /1,2/.

Наработка вторичного ядерного топлива - плутония в настоящее время идет в основном в легководных реакторах. Накопленные запасы плутония в нашей стране стимулируют исследования по использованию плутония в легководных реакторах (ЛВР) и соответствующая программа уже развивается. Некоторые ЛВР на плутонии работают на Западе /3/.

В долгосрочном плане использование плутония в легководных реакторах ставит новые проблемы: накопление высших изотопов плутония и других трансурановых элементов при рецикле; усложнение технологии изготовления топлива; ухудшающиеся при рецикле характеристики безопасности ЛВР и их топливного цикла и др.

Присутствие в системе ЯЭ быстрых реакторов позволяет выжигать не только плутоний практически любого состава, но и другие трансураны, накопленные при образовании плутония в результате как предыдущей, так и текущей работы реакторов в уран-плутониевом цикле /4/.

Как известно, именно наработка трансурановых элементов (с $A > 237$) неизбежно происходящая во всех типах современных уран-плутониевых реакторов, в значительной мере определяет долгосрочную проблему захоронения ядерных отходов. Для доведения токсичности топливных отходов современных реакторов до уровня природного уранового сырья путем естественного распада потребуются времена порядка сотен тысяч лет и их контролируемого хранения /4,5/.

Быстрые реакторы "традиционного" типа, "сжигая" значительную часть актиноидов, накапливают, как и тепловые реакторы, "свой" плутоний - один из самых токсичных актиноидов. При этом развитие традиционной концепции быстрых реакторов велось в нашей стране и за рубежом исходя из требований экономики, безопасности и

интенсивного размножения в них плутония для ЯЭ будущего, развивающейся в уран-плутониевом замкнутом топливном цикле /1,2/.

Проведенные исследования показывают принципиальную возможность решения перечисленных проблем на базе развития так называемого "смешанного топливного цикла" с использованием природного урана и тория, урана-235, урана-233 и плутония в реакторах на тепловых и на быстрых нейтронах /6,7/.

При этом использование урана-233 рассматривается как естественное продолжение существующего пути реализации концепции замкнутого топливного цикла: от природного урана через неизбежное накопление плутония - к его выжиганию и к наработке на этой основе вторичного уранового топлива - урана-233.

Переход к использованию в реакторах на тепловых нейтронах, например, типа ВВЭР, урана-233 и тория решает одновременно две принципиально важные задачи /6/:

- повышение безопасности за счет внутренне присущих свойств реактора с ураном-233 и торием;
- практическое отсутствие в топливе таких реакторах высших транс-урановых и трансплутониевых изотопов.

Создание специализированных быстрых реакторов с достаточно "жестким" спектром нейтронов (например, модульных реакторов с металлическим топливом) позволит с пользой интенсивно сжигать плутоний с практически любым содержанием высших актиноидов и наработывать необходимое количество достаточно чистого урана-233. Безопасность самих быстрых реакторов также повышается за счет использования в них тория /8,9/.

В результате, достигается не только существенное усовершенствование технико-экономических показателей АЭС с реакторами на тепловых и на быстрых нейтронах (прежде всего их безопасности), но и закладываются основы ЯЭ более отдаленного будущего, свободной от накопления существенных количеств плутония и других транс-урановых элементов, определяющих в значительной мере проблему захоронения высокотоксичных топливных отходов.

Безусловно, реализация предлагаемой системы связана со значительными трудностями и затратами: нужен полный ториевый цикл - добыча и производство сырьевого материала, соответствующих топливных элементов, переработка облученного топлива с выделением

урана-233. Необходим анализ имеющейся и требуемой сырьевой базы тория в стране, расчетно-экспериментальное обоснование возможности существенного улучшения характеристик реакторов типа ВВЭР и БН с использованием урана-233 и тория.

Предварительный анализ имеющейся информации по затронутым вопросам представлен в данной работе.

Показано, что имеющиеся сегодня знания и опыт позволяют на надежной основе приступить к конкретной научно-технической и экономической проработке предлагаемых систем.

Безусловно и очевидно, что развитие в достаточных масштабах ториевой технологии: от добычи до использования в реакторах и захоронения отходов - потребует в течение 30-50 лет значительного объема фундаментальных поисковых исследований, НИР и ОКР. Здесь необходимо использовать уже накопленный опыт в нашей стране и за рубежом:

- в США уже с 1976 г. нарабатывалось около 500 кг/год изотопно-чистого урана-233; завершены работы по созданию прототипа водородного реактора-размножителя на основе урана-233 и тория; разработано и создано несколько реакторов реакторного типа с использованием тория; разработана соответствующая технология производства и переработки ториевого топлива /10,11/.
- в Индии работают две исследовательских реактора с ураном-233; разработана и реализована технология производства и переработки ториевого топлива /12,13/.

Аналогичные работы по различным направлениям производства и использования урана-233 в IV реакторного типа ведутся в ФРГ, Франции, Японии, Бразилии, Канаде, Китае. При этом в работах, ведущихся в Индии, Китае, Японии, во главу угла ставится необходимость решения проблемы реактивной экологически приемлемого ЯПЦ для будущего ЯЭ /14/.

1. ТОРИЙ КАК ЯДЕРНОЕ СЫРЬЕ

1.1 Запасы тория

Запасы тория, определенные на основе элементного анализа состава земной коры, составляют около 20 % потенциальных мировых

энергоресурсов ядерной энергетики (имеются в виду два известных способа получения ядерной энергии: через реакцию деления и на основе реакции синтеза). Содержание тория в земной коре, например в гранитах, в среднем составляет 4-12 г/т, достигая иногда 90 г/т /6/.

Запасы ядерного топлива (урана и тория) принято классифицировать по их геологической достоверности: на "надежные" и на "предполагаемые". При этом наблюдается определенное несоответствие между этими категориями запасов для урана и тория. Дело в том, что торий распространен в природе более широко по сравнению с ураном. Его концентрация в земной коре примерно в три раза выше, чем урана. Ресурсы тория более обширны, но менее концентрированы по сравнению с урановыми. В итоге оценки ресурсов урана и тория по категории "предполагаемые" (прогнозируемые) близки и составляют ≈ 10 млн.т (в мире).

В то же время ресурсы урана и тория по категории "надежные" существенно отличаются: $\approx 4,6$ млн.т для урана и ≈ 1 млн.т для тория. Это различие объясняется, в основном, практическим отсутствием в настоящее время промышленного спроса на добычу тория. В дальнейшем планируется существенный рост потребления урана развивающейся ядерной энергетикой: до 86000 т/год к 2000 г, до 200000 т/год в 2025 г. Потребление тория в 2025 году прогнозируется на уровне от 15000 до 36000 тыс.т/год. Это принципиальное отличие ожидаемых масштабов потребления и объясняет соотношение усилий по поиску и анализу месторождений урана и тория, определяющих известные масштабы "надежных" ресурсов.

Необходимо отметить, что, повидимому, потенциальные возможности для тория гораздо шире, чем для урана, но поиск и разведка ториевых руд проводится в настоящее время в относительно малых масштабах, в основном, попутно. При этом заметен, что в отличие от большинства урановых, практически все месторождения тория - комплексные. Это повышает их ценность при рациональной эксплуатации с учетом требований экологии и экономики. Для ряда стран, таких как Индия, Бразилия, Египет запасы тория столь существенны и преобладающи, что могут явиться фактором развития ЯЭ уже ближайшего будущего.

В СССР за последние десятилетия специальной добычи тория в ми-

роких масштабах не велось, т.к. не было его народохозяйственного использования в существенных количествах. Однако на ранних стадиях развития ядерной энергетики были созданы производства не только по добыче, но и по переработке тория и получения металлического тория ядерной чистоты.

Потребность тория для производства урана-233 может обеспечиваться за счет следующих реальных и потенциально-возможных источников:

- имеющихся остатков тория прежнего производства,
- использования торий-содержащих отходов эксплуатируемых месторождений,
- монацитового концентрата.

По имеющимся данным в настоящее время на предприятиях отрасли находится достаточное количество ториевого ядерного сырья необходимого для проведения научно-исследовательских работ:

- экспериментального исследования характеристик реакторных установок с использованием тория;
- отработки технологического производства, переработки и повторного использования тория;
- для наработки необходимого количества урана-233.

1.2. Получение ядерно-чистых материалов на основе тория

Технология получения двуокиси тория, а также и металлического тория описана в литературных источниках периода 60-80 годов. Она включает различные технологические схемы с использованием осадительных, экстракционных и ионообменных процессов и их комбинаций, обеспечивающих получение конечных продуктов высокой чистоты.

1.2.1. Свойства ториевых материалов

Торий (как металлический, так и двуокись тория - ThO_2) по физическим и механическим свойствам выгодно отличается от урана и UO_2 .

Орторомбические кристаллы металлического урана неодинаково расширятся в различных направлениях, что приводит к проявлению внутренних напряжений и, как следствие, к ускоренному распуханию

под облучением при температуре 400-600°C. Металлический торий имеет гранцентрированную кубическую решетку, устойчивую при облучении, что наряду с высокой температурой плавления, определяет основные преимущества тория как топливного материала над ураном, заключающиеся в следующем /6,15,16/:

- значительно лучшая радиационная стабильность, определяющаяся изотопной кристаллической структурой и отсутствием фазовых переходов до 1375°C (у урана - 665°C);
- более высокая температура плавления - 1750°C (у урана - 1130°C), что обуславливает лучшие прочностные характеристики при высокой температуре;
- лучшая, нежели у урана, теплопроводность;
- более, чем на два порядка низкая коррозия в воде (введение 0,03-0,12 мас.% углерода еще более улучшает коррозионную стойкость при высоких температурах);
- значительно более высокая стойкость к циклическим изменениям температуры.

Недостатком сплавов на основе тория как и уран-плутониевого металлического топлива является их плохая совместимость со стальной оболочкой твэлов при температурах более 600°C.

По сравнению с UO_2 , ThO_2 имеет следующие преимущества:

- весьма низкая нестехиометрия, исключая влияние кислорода на теплопроводность в отличие от UO_2 ;
- высокая температура плавления 3370°C (UO_2 - 2760°C);
- низкое давление насыщенных паров ($3 \cdot 10^{-6}$ атм. при 2327°C);
- меньший коэффициент линейного расширения;
- теплопроводности (λ) необлученных UO_2 и ThO_2 приблизительно равны (соответственно 0,036 и 0,04 Вт/(см°C)), но при облучении в реакторе при температуре 1300°C λ_{ThO_2} становится больше λ_{UO_2} , что приводит к более низкой рабочей температуре центра топливного сердечника из ThO_2 по сравнению с UO_2 при одинаковой энергонапряженности;
- повышенная по сравнению с UO_2 радиационная стойкость;

Ввиду благоприятных технологических свойств ThO_2 , ThO_2-UO_2 и ThO_2-PuO_2 могут рассматриваться как вполне подходящие топливо для быстрых и легководных реакторов. Топливо на основе ThO_2 , обладающее повышенной радиационной стойкостью, позволит увеличить глубину

выгорания при той же энергонапряженности твэлов, уменьшить водо-топливное отношение, увеличив диаметр топливного сердечника, и реализовать длительную кампанию.

Испытания $(\text{Th-U})\text{O}_2$ топливной композиции с 6% UO_2 при линейной тепловой нагрузке 1000 Вт/см и выгорании до 80000 МВт.сут/т показали отсутствие газового распухания, а имеющиеся повреждения локализовались на уровне микроструктур. При наивысшем достигнутом выгорании на легководных реакторах до 100,000 МВт.сут/т и при температурах сердечников более 1300°C нарушения геометрии оболочек не наблюдалось /6/.

Технологические свойства окиси тория хорошие, оно поддается холодному и горячему прессованию, спеканию и т.п.

1.3. Изготовление твэлов из ториевого сырья

В связи с тем, что с самого начала зарождения атомной энергетики, ториевые материалы рассматриваются в качестве альтернативного ядерного топлива, их свойства достаточно хорошо изучены, а технология изготовления твэлов из оксидов тория или металлического тория разработана и описана в отечественной и зарубежной литературе /17,18/.

1.3.1. Керамические изделия для твэлов и ТВС на основе ThO_2 и смеси $\text{ThO}_2 + \text{UO}_2$

Технология изготовления изделий из ThO_2 схематично сходна с технологией изготовления изделий из UO_2 /6,17,18/. Так же, как и для UO_2 , может применяться горячее и холодное прессование изделий, шликерное литье из порошка ThO_2 с размерами зерен менее 10 мкм с последующим спеканием при температуре 1700–1900°C в атмосфере воздуха, инертного газа или водорода (в отличие от UO_2 , для которого требуется только инертная или восстановительная среда). При этом плотность керамики может достигать 96–99% от теоретической. Межкристаллический порошок получается так же, как и для UO_2 , путем прокалывания осажденных оксалатов или карбонатов при температуре 1200°C. Давление паров ThO_2 меньше, чем UO_2 , поэтому рост зерен начинается при более высокой

температуре (на $\sim 350^{\circ}\text{C}$ больше). Тепловое растрескивание ThO_2 и UO_2 одинаково. Теплопроводность ThO_2 на $\sim 10\%$ выше, чем у UO_2 .

Приготовление керамического топлива из смеси $\text{UO}_2\text{-ThO}_2$ практически ничем не отличается от технологии для ThO_2 . Смеси порошков UO_2 и ThO_2 , полученные механическим смешиванием или совместным осаждением, подвергают прессованию или шликерному литью с последующим спеканием. При этом так же, как и для чистого ThO_2 , в отличие от UO_2 , спекание можно проводить на воздухе под давлением 9-10 кг/см², а не в восстановительной или защитной среде.

1.3.2. Производство изделий из металлического тория и его сплавов

Изготовление ТВЭЛов и ТВС из металлического топлива представляется перспективным и достаточно привлекательным по сравнению с технологией производства металлического урана.

Сплавы тория с ураном изготавливаются достаточно просто сплавлением шихты в дуговой или индукционной печи с последующим литьем. Наиболее устойчивыми тиглями для плавления тория или его сплавов являются тигли из оксидов бериллия и циркония, имеющие высокую температуру плавления. Можно использовать и более дешевые тигли и изоляторы из графита, покрытого тонким слоем оксидов циркония, бериллия и иттрия, которые полностью защищают поверхность графита от действия расплавленного урана. Графитовые тигли сравнительно дешевы и нетоксичны.

При правильном выборе интервала времени между плавлением и разливкой, а также оптимальной температуры разлива, получают плотные слитки сплавов с гладкой поверхностью. Обработку слитков производят ковкой, выдавливанием, прокаткой, штамповкой, и другими методами.

При производстве изделий из тория и ториевых сплавов может быть широко применена порошковая металлургия на основе горячего или холодного прессования. Получаемые изделия таким методом имеют высокую пластичность и допускают сравнительно низкие давления прессования (6-8 т/см²). Применяют также гидростатическое прессование порошка тория в резинных прессформах (давление прессования ~ 3 т/см²). Металлический торий достаточно

технологичен: для него не существует температурной области, в которой он был бы хрупок. Он легко прокатывается на обычном оборудовании как в горячую, так и в холодную. Горячую прокатку ведут при температуре 750–850°C с обхвтом 25–30% за один проход.

Слитки тория легко обрабатываются выдавливанием при температурах от 470 до 1000°C с использованием соляной ванны.

Нагретые до 955°C слитки тория диаметром 180 мм легко куются до различных размеров без промежуточных нагревов. Обработка может производиться на валочильном оборудовании для изготовления прутков и трубок.

Может производиться обработка металла штампованием и резанием в холодном состоянии.

Привлекательным ядерным топливом могут считаться и сплавы тория с плутонием. В реакторах на теплых нейтронах наиболее целесообразно использовать сплавы тория с ~10% плутония, а в быстрых реакторах – сплавы с содержанием до ~20% плутония. Эти сплавы имеют структуру твердого раствора, хорошо обрабатываются и обладают высокой радиационной стойкостью.

2. Реализация топливного цикла на основе тория и урана-233

Поскольку в природе делящийся материал практически встречается только в уране в виде урана-235, следовательно, оба – и урановый и ториевый топливные циклы в ядерных реакторах – основаны на добыче природного урана для начальной загрузки делящегося материала.

Таким образом, в отличие от уранового цикла реализация ториевого цикла в ядерной энергетике возможна только через ядерное превращение тория в делящийся изотоп урана-233 с необходимыми процессом соответствующей химической переработки облученного тория. Это означает, что широкое использование тория и урана-233 требует уже замкнутого топливного цикла: торий нужно облучить нейтронами в реакторе до экономически выгодных накоплений урана-233, а уран-233 надо выделить и создать на его основе ядерное топливо для реакторов. Эти процессы имеют свои технологические особенности и трудности.

Как известно, природный торий состоит практически до ~ 100% из одного изотопа тория-232. При захвате нейтрона ядром тория-232 образуется тория-233 - β - излучатель, распадающийся с периодом полураспада 22,3 мин в протактиний-233. Дальнейший β -распад протактиния-233 с периодом $T_{1/2} = 27,0$ суток приводит к образованию урана-233 - основного продукта облучения тория нейтронами. При взаимодействии с нейтронами ядро урана-233 или делится, или дает более высокие изотопы урана U-234, U-235, U-236, U-237. Последний с периодом полураспада 6,75 суток переходит в нептуний-237. Ядерные цепочки превращения сырьевого материала, урана и тория, при облучении в делящийся материал весьма схожи. Однако, существуют важные различия в значениях нейтронных сечений, ядерных констант и скоростей распада для различных элементов.

При продолжительном совместном повторном использовании урана и тория в качестве топлива значительная часть тория постоянно переводится в продукты деления и нептуний-237, которые могут быть удалены из топливного цикла. Рассмотренная цепочка ядерных превращений от тория-232 до Np-237 играет существенную роль в физике реакторов.

Наряду с этими важными являются и некоторые другие процессы: $(n, 2n)$, $(n, 3n)$, (γ, n) - пороговые реакции, идущие с небольшими скоростями, но ведущие к образованию хотя и в небольших количествах, высокоактивных α , β , γ - излучателей, осложняющих повторное применение ядерного топлива и определяющих в значительной мере технологические трудности внешней части топливного цикла. Дело в том, что вклад в радиационную обстановку, обусловленный активностью продуктов деления и транс-урановых элементов может быть уменьшен до достаточно низкого уровня в процессе радиохимической переработки отработавшего топлива. Иначе обстоит дело с U-232 и Th-228, которые не могут быть химически отделены соответственно от урана и тория. При повторном облучении регенерированного топлива их концентрация увеличивается.

Проблема накопления урана-232 и тория-228 в реакторах с использованием тория стала рассматриваться более двадцати лет назад. Следует отметить, что вопрос оказался актуальным не только для топливного цикла. В урановом цикле при накоплении плутония

образуется плутоний-236, распадающийся в уран-232, вследствие чего возникают трудности при повторном использовании урана и плутония. Однако при этом обычно делался вывод, что накопление урана-232 и плутония в регенерированном урановом топливе проявится только в отдаленном будущем при многократном использовании топлива и решение будет найдено путем разбавления регенерированного урана природным. Эта точка зрения затем была пересмотрена и было признано, что вопрос намного серьезнее и что даже при использовании однократного регенерированного урана могут возникать радиационно-опасные ситуации на некоторых переделах топливного цикла.

Основные возможные цепочки образования урана-232 в ториевом цикле, а значит и его дочернего тория-228, приведены ниже

- 1) $^{232}\text{Th} \xrightarrow{(\gamma, n)} \xrightarrow{(n, 2n)} ^{231}\text{Th}(\beta^-) \xrightarrow{^{231}\text{Pa}(n, \gamma)} ^{232}\text{Pa}(\beta^-) \xrightarrow{^{232}\text{U}(\alpha)} ^{228}\text{Th}$
- 2) $^{232}\text{Th}(n, \gamma) \xrightarrow{^{233}\text{Th}(\beta^-)} ^{233}\text{Pa} \xrightarrow{(\gamma, n)} \xrightarrow{(n, 2n)} ^{232}\text{Pa}(\beta^-) \xrightarrow{^{232}\text{U}(\alpha)} ^{228}\text{Th}$
- 3) $^{232}\text{Th}(n, \gamma) \xrightarrow{^{233}\text{Th}(\beta^-)} ^{233}\text{Pa}(\beta^-) \xrightarrow{^{233}\text{U} \xrightarrow{(\gamma, n)} \xrightarrow{(n, 2n)} ^{232}\text{U}(\alpha)} ^{228}\text{Th}$
- 4) $^{230}\text{Th}(n, \gamma) \xrightarrow{^{231}\text{Th}(\beta^-)} ^{231}\text{Pa}(n, \gamma) \xrightarrow{^{232}\text{Pa}(\beta^-)} ^{232}\text{U}(\alpha) \xrightarrow{^{228}\text{Th}}$
- 5). $^{234}\text{U}(n, 2n) \xrightarrow{^{232}\text{U}}$

Проведенные расчетные исследования показали, что основным путем накопления урана-232 из тория является первая цепочка реакции. Например, при облучении тория в активной зоне быстрых реакторов типа БН по этой цепочке образуется свыше 95% урана-232. В тепловых реакторах вклад второй и третьей цепочек также мал. Вклад в образование урана-232 в тепловых реакторах через 4-ую цепочку реакции для наиболее характерных ториевых руд достигает 10%. Присутствие тория-230 (иония) в рудах обусловлено цепочкой распада урана-238, которой в том или ином количестве присутствует в ториевых рудах. Важность 4-ой цепочки возрастает с учетом возможности сопутного извлечения тория при добыче урана. В этом случае содержание иония в тории может достигать нескольких процентов, и 4-ый путь образования урана-232 в тепловом реакторе

становится определяющим.

Вклад фотонейтронных реакций, в основном через цепочку реакции, начинающихся с $^{232}\text{Th}(\gamma, n)^{231}\text{Th}$ становится заметным, например, при получении урана-233 повышенной чистоты по урану-232, когда вклад быстрых нейтронов в образовании урана-232 удается искусственно снизить до незначительного.

Примесь урана-232 сама по себе не создает проблемы. Ее создают дочерние продукты распада, в особенности ^{212}Bi и ^{208}Tl с "жестким" γ -излучением, которые накапливаются относительно быстро в уране при распаде урана-232 (или из тория-228 - в тории). На Рис.1 приведены периоды полураспада и коэффициенты ветвления в цепочке радиоактивного распада $^{236}\text{Pu} \rightarrow ^{232}\text{U} \rightarrow ^{228}\text{Th}$.

В результате, в то время как уран и торий могут быть химически очищены от создающих серьезную проблему продуктов деления и распада, уран-232 и его первый дочерний продукт - торий-228 постоянно будут присутствовать на всех этапах топливного цикла в уране и тории, соответственно, определяя в значительной мере радиационную обстановку, например, при повторном изготовлении топливных элементов. Концентрация урана-232, накапливаемого при разовом облучении тория в энергетических водо-водяных реакторах, может достигать значений до ≈ 100 г - урана-232/т - урана-233 и более. В результате, уран-232 может стать источником столь значительной радиоактивности, что уже менее чем через две недели после химической очистки урана, при производстве топлива из урана-233 и тория потребуются защита и дистанционная техника. Естественно, что допустимое время работы без использования дистанционной техники например, используя только перчаточные боксы после химической очистки ^{233}U , а следовательно, и стоимость продукции сильно зависят от концентрации U^{232} :

при 40+60 г-урана-232/т - урана-233 - это время равно $\approx 20+30$ дням, а при 100+160 г-урана-232/т - урана-233 - порядка 5+6 дней.

При более длительных сроках выполнения работ потребуются более сложная организация производства, и, например, повышенная скорость изготовления топливных элементов.

При определении условий работы с топливом в ЯЗ будущего, по-видимому, следует ориентироваться на равновесную концентрацию урана-232 в уране-233. Такая концентрация для ториевых реакторов различного типа достигает значения ≈ 1000 г урана-232/т урана-233.

Решение этой проблемы является принципиально важным моментом ториевого цикла, поскольку, как известно, возможные преимущества ториевого цикла в значительной мере основаны на повторном использовании переработанного ядерного топлива. По оценкам специалистов главные усилия по реализации проблемы использования тория, наряду с решением реакторных вопросов, должны быть сконцентрированы в области переработки и повторного производства топлива.

2.1. Переработка облученного тория

Извлечение урана-233, очистка от продуктов деления не вызывает принципиальных сложностей в экстракционной технологии, хотя проработка и оптимизация технологических режимов безусловно требуется. Следует отметить, что вряд ли возможно совместить на одной промышленной установке переработку уранового и ториевого топлива.

Можно отметить целесообразность наличия также двух цепочек переработки облученных ториевых материалов.

Первая из этих цепочек должна обеспечивать решение стартовых задач путем выделения низкофонового урана-233 из облученных ториевых экранов реакторов БН и рециклирования низкофонового тория. При разработке этой технологии большой интерес представляет переработка части урана-233 в изотопно-чистом виде путем выделения протактиния-233 из сборок с кампанией облучения менее 40-50 суток.

Вторая цепочка должна быть предназначена для переработки высокофонового облученного топлива (торий-уранового и торий-плутониевого). Вопрос о возможности совмещения этих технологий должен быть предметом отдельного исследования, хотя принципиальные подходы к организации такого процесса достаточно ясны. Тем не менее необходимо принять во внимание при облучении плутоний-тори-

евых композиций частичное накопление трансплутониевых элементов, а также их дочерних радионуклидов в число которых, входит и нептуний. Неопределены также требуемое время выдержки топлива, количество накапливающегося трития и йода-129, спектр гамма излучающих радионуклидов и др. базовые параметры для радиохимического производства.

Весьма актуален, с точки зрения технологии переработки, вопрос о выборе топливных композиций для реакторов различных типов. Если для экранных зон быстрых реакторов вполне реально использование металлического тория, то для активных зон реакторов БН и ВВЭР потребуются серьезные исследования. Это связано с тем, что для общепринятых оксидных композиций в случае тория требуется для их растворения в азотно-кислых средах добавление плавиковой кислоты в количествах, опасных для коррозионной стойкости специальных хромо-никелевых сплавов. Тем не менее и при этом производительность узла растворения будет лимитирующей для всей цепочки. В этом плане выглядят привлекательными металлокерамические композиции типа UO_2-Th , особенно для случаев плутоний-ториевого топлива типа PuO_2-Th .

Непосредственно к регенерации примыкает технология разделения изотопов урана, в случае ториевого топлива изотопов: урана-232 и урана-233.

Процессу разделения предшествует сублиматный процесс - производство гексафторида урана по технологии, отработанной на действующем производстве. Кроме ограничений по критической массе и наличия таллия-208 в топливе, выдержанном после химической переработки, особенностей, присущих только данному топливу, нет.

Возможно разделение изотопов с использованием центробежного принципа разделения. Такое разделение может позволить получить конечный материал с содержанием урана-232 в основном продукте до $0,01-0,1 \text{ ppm}^{*)}$, что особенно важно на начальном этапе отработки технологии и для исследований на критических стендах.

*) $1 \text{ ppm} - \text{part per million} = 10^{-6} = 1 \text{ г/т}$

2.2. Рефабрикация топлива и повторное изготовление ТВЭЛ и ТВС

Использование тория в смеси с ураном-233 в топливном цикле связано с трудностями повторного использования топлива, так как обращение с выделанным после облучения тория в реакторе ураном-233 связано с радиационной опасностью даже после полной химической очистки от радиоактивных продуктов деления. Как известно, причина этого заключается в том, что наряду с образованием урана-233, при облучении тория во вторичных реакциях образуется и изотоп урана-232, который после химпереработки идет вместе с ураном-233. Наличие этого изотопа и его дочерних продуктов распада (главным образом таллия-208) и обуславливает радиационные ограничения при его переработке, зависящие от чистоты по урану-232. При специально оптимизированных условиях наработки урана-233 его чистота имеет достаточно хорошие значения (до ~ 1 ppm), при этом технологические линии по изготовлению ТВЭЛ не отличаются от аналогичных линий для высокообогащенного урана-235 и не требуют специальных мер защиты и регламента. Однако при неоптимальных условиях содержания урана-232 может иметь больше значение ($\sim 50-100$ ppm), а в энергетических реакторах в равновесных предельных случаях может достигать и до ~ 1000 ppm. В этом случае становится необходимым обрабатывать материалы в дистанционных условиях. В связи с этим при производстве ТВЭЛ из урана-233 или из смешанного топлива на основе урана-233 и тория желательно использовать технологические процессы с минимальным числом операций, поддающиеся дистанционному и автоматизированному управлению. Одним из таких методов является вибрационное уплотнение порошков ThO_2 , $^{233}\text{UO}_2$ в предварительно смонтированных сборках из трубчатых оболочек. Такой процесс реализован на дистанционной автоматизированной установке по производству ТВЭЛ и ТВС в НИИАР.

В качестве топлива может быть использована смесь диоксидов урана и тория по следующей технологии, состоящей из четырех простых операций:

- дениритрование азотнокислого тория с помощью водяного пара;
- диспергирование твердого остатка в воде с целью получения золь или коллоидной суспензии оксида;

- выпаривание для удаления воды до образования геля;
- обжиг при сравнительно низких температурах с целью получения плотных и прочных частиц диоксидов.

Путем изменения скорости выпаривания или содержания нитрата в остатке можно получить частицы ThO_2 заданного размера, пригодные для вибрационного уплотнения топлива в твэлах. Применение такой технологии позволяет исключить наиболее трудные и опасные операции размола и просеивания радиоактивных материалов.

Приготовленный по такой технологии чистый диоксид тория или в смеси с UO_2 после уплотнения вибрационным способом в трубах твэлов имеет плотность 86-87% от теоретической.

Важно отметить, что при виброуплотняющей дистанционной технологии изготовления твэла эффективность и производительность процесса рефабрикации твэла и ТВС повышается в несколько раз.

Следует указать также на то, что несмотря на схожесть технологии изготовления твэла и ТВС на основе тория с урановой и плутониевой технологией, совмещать эти производства нецелесообразно. Для ториевого производства потребуются специально предназначенные и оптимизированные для него отдельные технологические линии. Это связано с тем, что характер производства, учета, хранения, загрязнения оборудования и отходов по торю может ухудшать показатели чисто уранового производства.

2.3. Вопросы хранения изготовленной продукции

Каналы и ТВС из тория и урана-233, накопленного в энергетических реакторах, требуют дистанционного хранения на рефабрикационных заводах, при транспортировке и хранении на АЭС в условиях защиты от жесткого, нарастающего со временем гамма-излучения. В частности, транспортировка изготовленного топлива может осуществляться с большим запасом по защите в тех же контейнерах и вагонах, в которых топливо поступает с АЭС.

Оценки показали, что первоначально "ядерно-чистый" уран-233 после достаточно длительного хранения обладает примерно в три раза большей гамма-активностью, чем уран-236, что обусловлено накоплением его дочернего продукта: тория-229, обладающего "мягким" гамма излучением.

Примесь урана-232 в количестве 10^{-5} - $10^{-4}\%$ (0,1-1 ppm) увеличивает радиационное поле гамма-излучения на 10-25% и при его большем содержании требует дополнительных мер защиты и специального регламента его обработки. Показано, что при содержании урана-232 в уране-233 ~ 30 ppm для небольших опытных партий можно производить технологические работы в перчаточных боксах при дополнительных мерах защиты (свинцовые барьеры, свинцовые стекла и соблюдение регламента работы), обеспечивающих предельно допустимые дозы воздействия гамма-излучения на оператора.

2.4. Захоронение отходов и экология

В процессе эксплуатации реакторов и при регенерации топлива образуются радиоактивные отходы различных категорий, которые потребуют соответствующей технологии их хранения и захоронения.

Количество отходов по массе радиоактивных нуклидов практически не отличается от переработки уранового топлива соответствующего обогащения. Это имеет место в установившемся режиме ториевого цикла, когда торий после регенерации рециркулирует в атомной промышленности. На первых стадиях обработки урана-233 можно допустить отсутствие рецикла тория с длительным хранением его в емкостях.

Состав отходов по осколочным нуклидам будет близок к составу нуклидов уранового топлива соответствующего обогащения и выгорания; однако уран-ториевое топливо и отходы его регенерации будут резко отличаться от уранового топлива из-за практически полного отсутствия нептуния, плутония и, тем более, трансураниевых элементов. Как видно из таблицы 1, с экологической точки зрения, именно эти нуклиды являются высокотоксичными элементами, как правило с высокой удельной активностью и цепочкой распада с практически бесконечным периодом полураспада.

Именно эти элементы создают особые трудности при их хранении и захоронении и безусловно при аварийных ситуациях на атомных электростанциях. Если также учесть исключительную высокую скорость распространения таких элементов как плутоний и калий, а также слишком длительный полупериод их выведения из организма человека

Таблица 1

**Относительная (по отношению к урану-238)
токсичность нуклидов в урановом и ториевом
топливных циклах / по данным КРБ-76/87 /**

НУКЛИДЫ	Токсичность	
	в воздухе	в воде
U-238	1	1
Th-232	2,80	9,38
U-235	6,98	1,63
U-233	$3,26 \cdot 10^4$	$7,56 \cdot 10^3$
Pu-239	$1,36 \cdot 10^7$	$4,98 \cdot 10^4$
U-232	$3,10 \cdot 10^8$	$8,14 \cdot 10^7$
Pu-238	$3,39 \cdot 10^9$	$1,20 \cdot 10^7$
Am-241	$2,27 \cdot 10^8$	$3,20 \cdot 10^6$
Cm-242	$1,10 \cdot 10^{10}$	$4,95 \cdot 10^8$
U-233 содерж. U-232 (10^{-6}) U-232 (10^{-4})	$3,3 \cdot 10^4$ $6,36 \cdot 10^4$	$7,64 \cdot 10^3$ $1,57 \cdot 10^4$
Pu-239 (0,6) Pu-240 (0,25) Pu-241 (0,109) Pu-242 (0,041) Pu-238 (0,001)	$7,06 \cdot 10^7$	$2,70 \cdot 10^6$

и животному (~200 лет), то отсутствие этой группы элементов в уран-233 - ториевом топливе создает ему важнейшее преимущество перед урановым и уран-плутониевым топливом с их топливным циклом.

А после извлечения урана и тория эти отходы, как и в случае уранового топлива, представляют собой азотнокислые растворы, с добавками плавиковой кислоты, содержащие следы урана-233 и тория-232, осколочные элементы (радиоактивные и стабильные), металлические соли конструкционных материалов и некоторые химреагенты, применяемые в технологии регенерации.

Здесь также допустима глубокая упарка с регенерацией некоторой доли азотной кислоты. Из упаренного раствора возможно извлечение ценных осколочных элементов (стронция-90, ^{137}Cs , ^{102}Pd , ^{99}Tc и некоторых других).

3. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТОПЛИВА НА ОСНОВЕ УРАНА-233 И ТОРИЯ В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

3.1. Реакторы на быстрых нейтронах

Как известно, наилучшие показатели быстрых реакторов по воспроизводству обеспечиваются при использовании плутониевого топливного цикла, в тепловых же реакторах наилучший нейтронный баланс достигается в ториевом топливном цикле. Если исходить из предполагаемой структуры ядерной энергетики будущего, то представляется, что с физической точки зрения целесообразно в быстрых размножителях производить горючее в виде урана-233.

Результаты проведенных исследований показали возможность решения физической стороны этой проблемы на основе так называемого смешанного топливного цикла /6,7/. При этом торий в быстром размножителе загружается в экран. Этот путь может обеспечить эффективное вовлечение в топливный цикл развивающейся ядерной энергетики тория, наряду с природным ураном.

Обобщая имеющиеся на сегодняшний день данные, можно сказать, что введение тория в активную зону быстрого реактора вместо урана приводит к ухудшению его характеристики по воспроизводству (удельной загрузки, темпа нарастки и времени удвоения), вносит осложнения в управление реактором, связанные, в частности, с

накоплением долгоживущего ($T_{1/2}=27$ дн.) поглотителя - протактиния-233 - промежуточного продукта накопления урана-233.

Как следует из анализа ядерно-физических параметров ториевого и уранового циклов /6/, потенциальные возможности расширенного воспроизводства, обусловленные использованием в спектре быстрого реактора плутония (^{239}Pu и ^{241}Pu), значительно выше по сравнению с возможностью ^{233}U . Кроме того, эффект размножения на быстрых нейтронах в уране-238 значительно выше, чем в тории-232.

Предельный вклад в избыточный коэффициент воспроизводства (ИКВ) от деления тория, возможный на спектре деления, составляет $0,125 \pm 0,009$ /6/. В энергетических быстрых реакторах вклад в ИКВ от деления тория не превышает $0,03-0,05$, в то время как вклад от деления урана-238 может достигать $0,3-0,35$.

Влияние эффекта накопления продуктов деления и высших изотопов более благоприятно в реакторах с уран-плутониевым топливом, даже несмотря на существенно меньшее значение средних сечений захвата нейтронов продуктами деления урана-233 по сравнению с плутонием-239. Далее, как известно, размножение на быстрых нейтронах в плутонии-240 и -242 и также выше, чем в уране-234 и -236, соответственно.

В то же время использование тория в быстрых реакторах сопровождается улучшением ряда характеристик безопасности и технологичности топлива:

- быстрые реакторы с торием и ураном-233 в активной зоне характеризуются более отрицательным значением натриевого коэффициента реактивности. Существенность отмеченного факта становится наиболее наглядной, если предположить, что эффекты реактивности, связанные с изменением размеров и формы реакторов примерно одинаковы для быстрых реакторов с различными комбинациями делящихся и сырьевых материалов. Одинаковую степень надежности можно приписать системам управления и защиты в системе обеспечения отвода тепла. В таком случае все основные различия реакторов по безопасности будут связаны с доплеровским и натриевым коэффициентами реактивности. Что касается доплеровского коэффициента, то он, как показывают расчеты, близок в уран-плутониевых и уран-ториевых реакторах. Металлическое топливо на основе сплавов с торием характеризуется

более благоприятным поведением под облучением и его использование обеспечивает достижения достаточно высоких глубин выгорания до 10%, при температурах топлива 600°C /1/.

Топливо в металлической форме на основе тория рассматривается применительно к быстрым реакторам с точки зрения возможности обеспечения отрицательного значения натриевого пустотного коэффициента реактивности. Результаты одного из таких исследований приведены в таблице 2 /6/. При этом в сравнении с традиционными проектами БР с окисным топливом $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ отмечались следующие преимущества ториевых БР:

- теплопроводность металлического ториевого топлива почти в 10 раз выше теплопроводности окиси, что в частности позволяет почти вдвое увеличить допустимый диаметр твэл без снижения энергонапряженности реактора. Это существенно прежде всего для экономики;
- отрицательное значение натриевого коэффициента реактивности;
- существенно меньшее накопление трансуранидных элементов;
- более дешевая технология внешнего топливного цикла и возможность существенного сокращения его продолжительности для металлического топлива.

Итоговый анализ имеющихся оценок сравнительных показателей быстрых реакторов большой мощности в уран-плутониевом и в ториевом циклах приведен в таблице 3.

Указанные выше особенности использования тория в быстрых реакторах послужили основой для поиска различных комбинаций сурьезных и действующих изотопов в активной зоне реактора с целью достижения необходимых характеристик ядерно-физической безопасности реактора при приемлемых характеристиках быстрых реакторов по воспроизводству, обеспечивающих эффективное вовлечение в топливный цикл ядерной энергии наряду с ураном и торием.

Проведение исследования показали возможность оптимального решения указанной проблемы на основе так называемого смешанного цикла, приоритет в разработке которого принадлежит советским ученым. ///. Обоснование и разработка быстрых реакторов с использованием тория потребовало решения задач константного и программного обеспечения, обусловленных спецификой нуклидного состава топлива и изменения его в процессе работы реактора.

Таблица 2.

Некоторые характеристики быстрых реакторов,
с оксидным уран-плутониевым и металлическим
уран-ториевым топливом/Выраженные в обогащении/

Характеристики	МЕТАЛЛИЧЕСКОЕ ТОРИЕВОЕ ТОПЛИВО U ²³³ -Th	ОКСИДНОЕ ПЛУТОНИЕВОЕ ТОПЛИВО PuO ₂ -UO ₂
Мощность, МВт-эл/	1200	1200
Диаметр ТВЭЛ, мм/	9,7	5,75
Число ТВЭЛ в ТВС	91	217
Обогащение топлива %/	11,8/14,7	18,1/21,8
средняя глубина выгорания МВт-эл / кг-топл./	51	69
Флюенс (E _n > 0,1 МэВ)	2,69 · 10 ²³	1,87 · 10 ²³
Кампания, T ₂ , /год/	2,0	2,0
кВА	0,70	0,74
кВ	1,12	1,17
Время удвоения (год), T ₂	83	36,5
Необходимое число ТВЭЛ для активной зоны, штук/год	29340	73560
кв - эффект (¢)	-2,1	+4,28

Таблица 3

Характеристики воспроизводства энергетических быстрых реакторов типа БН большой мощности для различных видов топлива в уран-плутониевом и ториевом топливных циклах /6/

Вид топлива	Удельная начальная загрузка /кг/МВт(э)/	Избыточное производство Pu или U ²³³ /кг/МВт(э) в год/	КВ	T ₂ /год/ T _{ВН} ⁻¹ /год/
Оксидное:				
PuO ₂ -UO ₂	3,1-3,6	0,23 -0,245	1,25-1,35	≈15
U ²³³ O ₂ -ThO ₂	3,3-3,8	0,034-0,043	1,04-1,10	100-110
Карбидное:				
PuC-UO	2,6-2,9	0,33 -0,35	1,42-1,48	≈10
U ²³³ -ThC	2,9-3,3	0,036-0,058	1,05-1,11	70-90
Металлическое:				
уран-238-плутониевое	2,6-3,1	0,40-0,60	1,63-1,80	4-6
уран-233-ториевое	2,9-3,3	0,088-0,12	1,10-1,15	25-50

3.1.1. Реактор типа БН с ториевым экраном - наработчик изотопно-чистого урана-233

Как уже отмечалось, особенности использования ядерного топлива, содержащего уран-233 и торий, также как и специфика технологии его изготовления и переработки, в значительной мере обусловлены особенностями изменения его нуклидного состава в процессе и после облучения топлива, в том числе наличием значительной активности (α -, β -, γ -), порождаемой дочерними урана-232 и тория-228.

На начальном этапе освоения ториевого цикла и использования урана-233 для разработки и экспериментальной проверки технологии производства топлива, для физических экспериментов, в том числе на критических стендах и для специальных целей необходимо значительное количество урана-233, допускающего непосредственный контакт с ним персонала в течение достаточно длительного времени.

Например, в США была разработана и реализована программа получения достаточно "чистого" для этих целей урана-233 /19/. При этом под "чистым" уран-233 подразумевался уран с содержанием урана-232 не более $5 \cdot 10^{-4}\%$ от концентрации урана-233 (т.е. менее 5 г урана-232 на тонну урана-233 или < 5 ppm от урана-233 /20/.

Уже к концу 60-х годов в США на основе промышленных реакторов было накоплено около тонны урана-233 с содержанием урана-232 в диапазоне (2+8) ppm /21/. Уровень накопления урана-233 в тории составляет $\approx (1,1 + 1,7)$ кг/т. Было облучено и переработано около 10^3 тонн тория, в основном в виде ThO_2 /21/. Стоимость полученного урана-233 составляла около 40-80 долл/г /21/.

Исследования, выполненные в нашей стране /6,7/, показали возможность накопления значительных количеств изотопно-чистого урана-233 в боковых экранах реакторов типа БН, прежде всего в боковом экране реактора типа БН-350, загруженном ТВС с торием.

Результаты расчетных оценок наработки урана-233 и концентрации в нем урана-232 при размещении ТВС с торием (ThO_2) в боковом экране реактора типа БН-350 (урановая загрузка модернизированной активной зоны, мощность 600 МВт-т) приведены в таблице 4.

Как показывает анализ результатов, приведенных в таблице 4 оставался в рамках среднего содержания урана-232 в уране-233 не

выше $5 \cdot 10^{-4}\%$, можно облучать в 3-ем ряду бокового экрана 72 ТВС с ThO_2 до уровня накопления ~ 2 кг урана-233 на т ThO_2 за время одного интервала между перегрузками ($\sim 0,3$ года). Несмотря на то, что при облучении ТВС с ThO_2 в 3-ем ряду бокового экрана содержание урана-232 в уране-233, накапливаемом в этих ТВС достигнет $\sim 6 \cdot 10^{-4}\%$, но в среднем, для всего количества урана-233, накапливаемого в ТВС, размещенных в 3-ем, 4-ом, и 5-ом рядах бокового экрана, содержание урана-232 в смеси не превысит $\sim 6 \cdot 10^{-4}\%$.

При этом наработка урана-233 возрастает на 26,0 кг/год и достигает значений 39,6 кг/год при объеме химпереработки 21,5 т ThO_2 /год. Объем изготовления ТВС при этом составит 360 ТВС/год.

Таблица 4
Показатели различных режимов накопления урана 233 в боковом экране реактора типа БН-350

п/п	Характеристики	Вариант		
1.	Мощность реактора, МВт-т	800		
2.	Длительность микрокомпания τ ($\psi = 0,8$)	115 календ. дней = τ (100+15)		
3.	Число перегрузок в год	3		
4.	Топливный материал	ThO_2 ($\gamma = 8,5$ г/см ³)		
5.	Число твэлов в ТВС	37		
6.	Вес топливного материала в одной ТВС. ThO_2	60 кг ThO_2 /ТВС		
		вар.1	вар.2	вар.3
7.	Число ТВС с ThO_2 в боковом экране:			
	- 2-ой ряд	-	-	66(τ)
	- 3-ий ряд	-	72(τ)	72(τ)
	- 4-ий ряд	72(2 τ)	72(2 τ)	72(6 τ)
	- 5-ый ряд	46(4 τ)	46(4 τ)	
				выгружается (перестановки)

п/п	Характеристики	вар.1	вар.2	вар.3
8.	Допустимое содержание урана-232 в уране-233, %	$3 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$20 \cdot 10^{-4}$
9.	количество перегружаемых ежегодно ТВС ($\phi = 0,8$): всего	142	358	300
	- из 2-го ряда	-	-	192
	- из 3-го ряда	-	216	72
	- из 4-го ряда	108	108	38
	- из 5-го ряда	34	34	-
10.	Содержание урана-232 в накапливаемом уране-233 (с учетом P_{a}^{223})			
	- во 2-ом ряду	-	-	$20 \cdot 10^{-4}$
	- в 3-ем ряду	-	$6,0 \cdot 10^{-4}$	$19 \cdot 10^{-4}$
	- в 4-ом ряду	$3 \cdot 10^{-4}$	$3 \cdot 10^{-4}$	$19 \cdot 10^{-4}$
	- в 5-ом ряду	$2,5 \cdot 10^{-4}$	$2,5 \cdot 10^{-4}$	-
11.	Количество $Tи_2$, загружаемого в реактор ежегодно ($\phi = 0,8$, объем хим.перераб.)			
	T/год, всего	8,5	21,5	18,2
	- из 2-го ряда	-	-	11,5
	- из 3-го ряда	-	13,0	4,4
	- из 4-го ряда	6,5	6,5	2,3
	- из 5-го ряда	2,0	2,0	-
12.	Количество урана-233, выгружаемого из реактора ($\phi = 0,8$) кг/год:			
	- всего	13,6	39,6	77,4
	- из 2-го ряда	-	-	46,0
	- из 3-го ряда	-	26,0	17,6
	- из 4-го ряда	10,4	9,8	13,8
	- из 5-го ряда	3,2	3,8	-
13.	Среднее накопление урана-233 в топлив. кг/т- $Tи_2$	1,6	1,65	4,26

Дальнейшее повышение наработки урана-233 может быть достигнуто, с одной стороны, за счет изодеформации активной зоны реактора и увеличения потока нейтронов в экране реактора. Особенно перспективен, с этой точки зрения, перевод реактора на металлическое топливо, даже в режиме переработчика, т.е. на обогащенное урановое металлическое топливо.

Кроме того, замена ТВС крайнего ряда бокового экрана, примыкающего к ЗВО активной зоны на "фильтрующие" ТВС со свинцом (или Pb-Bi) приведет к увеличению наработки до ≥ 100 кг/год урана-233 с содержанием урана-232 до $\approx 20 \cdot 10^{-4}$ % за счет увеличения скорости наработки U^{233} в ТВС с ThO_2 без изменения объемов химпереработки и изготовления ТВС с торием.

Быстрые реакторы типа БН (БН-350, БН-600) по разработанной технологии могут производить до 100 кг/год изотопно-чистого урана-233 (с содержанием урана-232 $\sim 1 \cdot 10^{-6}$). Специализированный реактор типа БН-600 с гетерогенной компоновкой активной зоны на основе плутония и тория сможет "сжигать" в год до 600 кг плутония в смеси с другими трансурановыми элементами и накапливать до 700 кг/год урана-233 /2/.

В заключении данного раздела отметим, что учитывая комплексный характер новой задачи "выжигания" плутония и быстрых актиноидов с наработкой урана-233, следует на базе имеющихся установок и разработок определить принципиальный "облик" такого специализированного быстрого реактора и требования к изменениям его конструкции, технологии и в режиме работы.

3.2. Легководные реакторы на уране-233 и тории

Специфические ядерно-физические параметры урана-233, тория и других элементов ториевого цикла создают принципиальную возможность повышения безопасности и усовершенствования технико-экономических показателей и надежности работы легководных реакторов /6/.

Число нейтронов, рождающихся на один акт поглощения теплового нейтрона, для урана-233 - наибольшее из всех практически доступных делющихся элементов. Это позволяет увеличить коэффициент воспроизводства тепловых реакторов с ураном-233 на 0,2 - 0,3 и

достичь самокомпенсации реактивности в процессе работы таких реакторов ($k_B = 1,0$).

Значительной особенностью является существенно более слабая энергетическая и температурная зависимость ядерных параметров урана-233, что благоприятно сказывается на безопасности реактора, в частности, на процессе перехода ЛВР из "холодного" в "горячее" состояние.

Выход основных продуктов деления, определяющих "отравление" ядерного реактора в процессе его работы (таких как Xe, Sm и др.), для урана-233 существенно ниже по сравнению с ураном-235 и плутонием. В результате усредненное сечение поглощения нейтронов осколками урана-233 ниже на 25-30 %.

Как уже отмечалось, рядом привлекательных свойств, в том числе технологических, по сравнению с урановым и тем более уран-плутониевым топливом, обладает торий, в том числе:

- температура плавления металлического тория 1700°C , первый фазовый переход - 1400°C , температура плавления окиси тория - 3200°C ;
- радиационная стойкость металлического тория существенно превышает показатели уранового топлива и близка к показателям карбидного топлива; экспериментально обоснована глубина выгорания до 10-15 % т.а.;
- совместимость с водой металлического тория существенно лучше, чем у металлического урана;

Перечисленные отличия при переходе от уранового топливного цикла к ториевому в легководных реакторах связаны с изменениями ядернофизических характеристик реактора, проявившимися как в натуральных показателях топливного цикла, так и в техникоэкономических показателях АЭС в целом.

Результаты зарубежных работ по сравнению топливных циклов легководных реакторов типа РМК без повторного использования топлива показывают, что общая потребность в делющемся материале (урана-235) за 30 лет работы реактора с топливом UO_2 составляет около 22,5 кг-урана-235/МВт-эл по сравнению с 26,3 кг-урана-235/МВт-эл для топлива UO_2 - PuO_2 . В случае реализации замкнутого топливного цикла с подпиткой ураном-235 показывают, что указанные значения составят соответственно: 16,20 и 16,07 кг

урана-235/МВт-эл, соответственно.

Из этого сравнения следует, что доводы за необходимость перехода к ториевому топливу $^{235}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$ в топливном цикле без повторного использования топлива (т.е. урана-233) не очень существенны. Более того с учетом потребности в объеме разделительных работ по обогащению урана использование топлива $^{235}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$ становится даже не выгодным, так как объем работ по разделению, требуемый для 1 кг урана 93 % обогащения, используемого в ториевом цикле, в 1,76 раз превышает объем необходимых работ для уранового цикла с обогащением 73 %. В случае топливного цикла без повторного применения топлива, с точки зрения эффективности использования ресурсов урана, виды топлива располагаются в следующем порядке: UO_2 , $\text{UO}_2\text{-ThO}_2$, U-Th . В случае реализации замкнутого топливного цикла с подпиткой ураном-233 картина перехода от уранового топливного цикла к ториевому принципиально меняется: потребление ядерного горючего легководным реактором в цикле $\text{U}^{233}\text{-Th}$ за 30 лет снижается до 11,4 кг-урана-233/МВт-эл*) . Наибольший эффект при этом достигается в случае использования металлического топлива.

В таблице 5 приведены результаты исследований, выполненных в ИАЭ им. И.В.Курчатова, по изучению возможности улучшения технико-экономических показателей водо-водяных реакторов типа ВВЭР при переходе к использованию тория и урана-233.

Результаты исследований, выполненных в нашей стране и за рубежом, показывают, что, с точки зрения эффективности использования топлива, количество энергии производимой в рамках одних и тех же природных запасов урана (урана-235) может быть увеличено в несколько раз использованием в легководных реакторах замкнутого ториевого топливного цикла.

*) Подпитка ураном-233 осуществляется от внешнего источника, например, из зоны воспроизводства быстрого реактора.

Таблица 5

**Технико-экономические показатели
ЯЭУ типа ВВЭР с различными видами топливной загрузки**

Показатель ЯЭУ	ВВЭР-1000		Усовершенствованный	
	CO ₂	UO ₂ ²³⁵ UO ₂	Th-U ²³⁵	Th-U ²³³
Загрузка деления изотопов, Т/ГВт-т	0,685	0,702	0,710	0,520
Ежегодная перегрузка деления изотопов Т/ГВт-т в год	0,314	0,528	0,310	0,240
Ежегодный расход деления изотопов, Т/ГВт-т в год	0,167	0,173	0,058	0,022
Коэффициент воспроизводства	0,53	0,52	0,83	0,94

Указанная тенденция сокращения интегрального потребления природного урана на единицу мощности имеет существенную особенность. Поскольку при использовании тория происходит увеличение первоначальной загрузки реактора, это приводит к сильной зависимости интегрального потребления урана (а значит и сделанных выше выводов) от темпов роста ядерной энергетики.

Если принять, что установленные мощности ядерной энергетики развиваются по экспоненциальному закону

$$N(t) = N(0)e^{\omega t}, \text{ то}$$

ежегодные потребности в уране для функционирования мощности в 1 МВт-эл можно выразить как:

$$R_{\Sigma} = r_{\Sigma} + \omega U_{\Sigma},$$

где U_{Σ} - начальная загрузка урана (кг/МВт-эл),

ω - темп роста ядерной энергетики (1/год),

r_{Σ} - подпитка ураном в равновесном режиме (кг/МВт-эл.год).

Таблица 6

Ежегодные потребности в уране-235 для легководных реакторов при различных темпах развития ядерной энергетики /кг/МВт-эл.год/

Топливный цикл	■ темп роста энергетики (1/год)			
	0,0	0,03	0,06	0,10
Разомкнутый урановый цикл (UO_2)	160	172	182	196
Повторное использование плутония в урановом цикле (PuO_2-UO_2)	100	114	126	143
Ториевый цикл (ThO_2) с подпиткой ураном-235	74	95	112	137
Ториевый цикл ($Th-U$ металлы) с подпиткой ураном-235 при выгорании (МВт-сут/кг-топл.):				
25	49	75	95	126
20	40	66	86	117
15	38	60	82	114
10	27	58	83	121

Значение ежегодной потребности в природном уране для водоохлаждаемых реакторов в зависимости от темпа развития ИЭ приведены в таблице 6. Использование тория в ЛВР в случае замкнутого топливного цикла дает существенную экономию природного урана, которая значительно меняется в зависимости от возможных темпов развития ядерной энергетики. С точки зрения экономики, сравнительная эффективность использования ториевых циклов в значительной степени будет зависеть от стоимости природного урана, переработки топлива и изготовления из него твэлов. Большая неопределенность этих величин не позволяет сегодня получить однозначную оценку этой сравнительной эффективности.

Наиболее интересные и привлекательные результаты по использованию урана-233 и тория получены в процессе реализации проекта легководного реактора - бридера на тепловых нейтронах - ЛВВР (США) /22/. В то же время эти результаты наиболее обоснованы (экспериментально - реактор работал с 1977 г по 1982 г) и расчетно - экспериментально изучены:

- в таких реакторах, как уже указывалось, достигается практически полная самокомпенсация изменения реактивности в процессе его работы ($\beta_{\text{eff}} \approx 1$), а требуемая "мощность" элементов СУЗ - минимальна. Время непрерывной работы реактора при этом может достигать 6 лет и более;
- реактор характеризуется привлекательными значениями отрицательных температурных и мощностных коэффициентов реактивности, практически нулевым запасом реактивности при переходе от "холодного" к "горячему" состоянию реактора, практически полной ксеноновой стабильностью реактора.

Очевидно, что ториевые реакторы имеют специфические проблемы, например, протактиниевое отравление и накопление урана-232 в уране-233.

Однако понятно, что например, последняя проблема не является определяющей, поскольку в любом случае переход к рециклу ядерного топлива неизбежно требует развития дистанционной технологии производства и обращения с топливом.

Опыт работы и результаты расчетно-экспериментального изучения характеристик легководного ториевого бридера ЛВВР позволил его разработчикам сделать вывод о высокой ядерной безопасности

реактора, удобстве в эксплуатации и экономической привлекательности /22/.

3.3. Другие типы реакторов с использованием урана-233 и тория.

Самостоятельный интерес представляет возможность использования топлива на основе урана-233, например, в космических или "автономных" ЯЭУ. При этом решаются задачи как существенного увеличения (в несколько раз) ресурса работы таких установок, так и некоторые экологические проблемы гипотетических аварийных ситуаций, например, связанных со входом таких систем в атмосферу.

Принципиально важные преимущества достигаются при использовании урана-233 и тория в высокотемпературных газо-графитовых реакторах типа ВТГР (HTGR). Несколько экспериментальных и полупромышленных энергетических установок такого типа было разработано и создано за рубежом (США, ФРГ) /6/.

Как известно, тепловое сечение захвата нейтронов в тории значительно выше, чем для урана-238, в то же время резонансное поглощение нейтронов большей частью ниже для тория. В результате, это обстоятельство обуславливает, например, отрицательное значение коэффициента реактивности при аварийных ситуациях, связанных с попаданием пара в первый контур и активную зону газоохлаждаемого реактора.

Использование тория и урана-233 в реакторах типа ВТГР наряду с существенным улучшением технико-экономических показателей АЭС лежит в основе их безопасной эксплуатации и ограничения последствий ряда аварийных ситуаций /6/.

4. БЕЗОПАСНЫЙ И ЭКОЛОГИЧЕСКИ ПРИЕМЛЕМЫЙ ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ НА ОСНОВЕ УРАНА-233 И ТОРИЯ

Ограничение развития ЯЭ рамками уран-плутониевого цикла, неизбежное на начальном этапе развития, в дальнейшем, независимо от используемых типов реакторных установок, в том числе и на быстрых нейтронах, приводит к размножению в системе ЯЭ высокотоксичных трансураниевых элементов, к существенному ухудшению экологических последствий развития ЯЭ и ее топливного

цикла. В этих условиях постепенное и последовательное вовлечение в ядерный топливный цикл наряду с отвалным и природным ураном еще и тория не только расширяет сырьевую базу ядерной энергетики и повышает эффективность использования топлива. Более значительным результатом и более существенным для ближней, а не отдаленной перспективы, является повышение безопасности ядерных реакторов, благоприятные сдвиги экологического плана при принципиальном сохранении технологии реакторных установок ВВЭР и БН. Платой за такую перспективу является появления технологии урана-233-тория, параллельной уран-плутониевой.

В линии развития ВВЭР первой важности задача, безусловно, состоит в том, чтобы создать проекты и начать строить реакторы этого типа со всеми современными решениями по безопасности. Для этих реакторов, естественно, предусматривается работа на обогащенном уране.

Ответвлениями от основной линии ВВЭР, по-видимому, станут реакторы того же типа с уран-плутониевым топливом. Нельзя ожидать, что все реакторы ВВЭР будут переходить на это топливо в силу ряда физических и технико-экономических соображений. Но часть реакторов возможно окажется целесообразным перевести в режим использования плутония, причем наиболее изотопно чистого, имеющегося в системе.

Важной стадией развития реакторов ВВЭР станет их перевод на уран-ториевый топливный цикл с наработкой для них урана-233 быстрыми реакторами. Использование этого цикла приведет к существенному повышению безопасности ВВЭР за счет ядерно-физических естественных факторов. В сочетании с основной за многие годы технологией это укрепит реакторы ВВЭР в роли основного ядерного энергоисточника и не потребует использования других типов тепловых реакторов.

Перспектива развития быстрых реакторов БН как в долгосрочной перспективе, так и в краткосрочной, должна быть увязана с развитием ВВЭР, с балансом топлива в системе, с ядерной и экологической безопасностью всего ядерно-энергетического комплекса.

На реакторах типа БН возможно организовать накопление изотопно-чистого урана-233 в экранированных ТВС с торием, для

последующего использования в легководных реакторах.

Для программы использования плутония в ВВЭР при ограничениях возможности применения изотопно чистого "оружейного" плутония, целесообразно использовать плутоний, выделяемый из отработавших ТВС зон воспроизводства реакторов БН по действующим технологиям. Применение такого плутония существенно облегчит изготовление сборок ВВЭР и обращение с ними.

Поиск путей создания экономического и высокобезопасного быстрого реактора для использования в крупномасштабной энергетике будущего по-видимому будет вестись на базе проекта реактора большой мощности со свойствами внутренней безопасности. В этом проекте должны быть обоснованы решения, позволяющие при высокой степени безопасности получить как приемлемое для будущего значение темпа воспроизводства, так и стоимость электроэнергии на уровне теплового реактора.

Примитивно важной и самостоятельной проблемой, решение которой будет стимулировать развитие быстрых реакторов, а так же интерес к ториевому циклу - является проблема эффективной утилизации топливных отходов.

Это связано с тем, что надежное захоронение высокотоксичных отходов на сотни тысяч лет - сложное и трудно воспринимаемое решение. Поэтому, даже мораторий на развитие ЯЭ не избавляет от необходимости безопасного и экологически приемлемого обращения с тысячами тонн облученного ядерного топлива и десятками тонн плутония и трансплутониевых элементов. Проблема обостряется необходимостью утилизации значительных количеств военного плутония.

Технически реальным, экологически и экономически приемлемым является решение указанной проблемы уже сегодня на базе переработки и повторного полезного сжигания плутония и трансплутониевых элементов в быстрых реакторах с выработкой полезной энергии и, если требуется, без размножения плутония.

Естественно, такая специализация реакторов типа БН потребует доработки новой концепции активной зоны. В частности, одним из привлекательных решений (в том числе с учетом необходимости интенсивной реализации ЯЭ в будущем) является концепция активной зоны на основе плутоний-ториевой загрузки с интенсивным сжиганием

плутония и наработкой урана-233.

С другой стороны, переход к использованию в легководных реакторах тория и урана-233 снижает более, чем на 4+6 порядков накопление в топливе трансурановых элементов.

Может оказаться не целесообразным организация на базе быстрого реактора большой мощности выжигания актиноидов и накопления урана-233.

Задачи крупномасштабного выжигания актиноидов после их отработки, по-видимому, лучше решать на модульных натриевых реакторах с более жестким спектром нейтронов в активной зоне. Естественно, что эти реакторы будут вырабатывать и электроэнергию. В таких же реакторах, имеющих большую утечку нейтронов в экран, можно производить накопление урана-233 для тепловых реакторов и для применений в других областях ядерной энергетики.

Модульные реакторы следует разрабатывать с перспективой использования в них металлического топлива, с которым их преимущества и специфические функции сочетаются особенно эффективно.

Решающим значением для реализации концепции развития ядерной энергетики будущего, которая включает в себя вовлечение тория и урана-233, является готовность отрасли пойти на это вовлечение и в какой-то степени дублирование производства - требуются технологии и для урана, и для тория. Однако база, имеющаяся в отрасли, такова, что значительные возможности имеются уже сегодня, и работы по выделению урана-233 из тория, по изготовлению ТВС в масштабах опытных работ могут начинаться в самое ближайшее время. Темп этих работ определится финансированием.

Развитие же смешанного уран-плутоний-ториевого топливного цикла позволяет выйти на новый уровень ядерной и экологической безопасности всей системы ЯТЦ с сохранением базовых реакторных технологий отрасли - водо-водяных реакторов и быстрых реакторов с натриевым охлаждением.

5. АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЯ УРАН-ТОРИЕВОГО ЦИКЛА ЗА РУБЕЖОМ

Исследования возможности использования тория в качестве сырьевого материала ядерной энергетики предпринимались в разное время во многих странах мира. Большинство ранних исследовательских программ США, ФРГ, Англии базировались на использовании тория в реакторах HTGR (см. табл. 8).

Торий использовался в США в легководных реакторах. Действовали реакторы РВН с уран-ториевым топливом такие, как " Elk River", "BORAX IV" а также MTR, WTR.

Большинство ранних работ по использованию тория в РВН были прекращены из-за низкой цены на уран и разделительные работы. Однако, впоследствии возобновился интерес к применению ториевого топливного цикла в легководных реакторах. Считая, что использование тория и урана-233 является наиболее перспективным в легководных реакторах-размножителях и реакторах-конверторах /6/.

Как уже отмечалось, в США в 1965 г была разработана программа исследования и создания легководного реактора-размножителя на тепловых нейтронах (LWRN)/22/. Цель программы - разработать технологию, значительно улучшающую использование источников ядерного топлива на основе хорошо отработанной технологии РВН. Работы были направлены на анализ, разработку, исследование и создание водо-охлаждаемого размножителя с $(^{233}\text{U}-\text{Th})\text{O}_2$ - топливом с установкой его на АЭС в Шиппингпорте.

Выполнена обширная программа экспериментов; изменены температурные и мощностные коэффициенты реактивности; оценено влияние на реактивность ксенона и протактиния в равновесном состоянии; изучены переходные процессы, возникающие при потере теплоносителя; оценена надежность и работоспособность твэлов; определена устойчивость системы по отношению к ксенонным колебаниям и т.п.

Расчетное значение КВ при достигнутом выгорании топлива - 1.015 /22/.

Таблица 8
Реакторы с уран-ториевым топливом за рубежом

Реактор, страна	ТИП	МВт тэп/эл	ТОПЛИВО	ГОД ПУС- КА
BGR (США)	натрий- графитовый	250/75	UO_2-ThO_2	1957
ORTR (США)	PWR	585/163	$UO_2^{93\%}-ThO_2$	1962
ETR (США)	BWR	58/22	Th + U (4.3%)	1962
"Драгон" (Великобри- тания),	HEGR	20	UO_2-ThO_2-U	1966
KSTR (Голланд.)	PWR	0.25	UO_2-ThO_2	1959
MSRE (США)	MSBR	8	UF_4-ThF_4	1965
"Лич-Боттом" (США)	HEGR	115/40	$UO_2(93\%)-ThO_2$	1965
AVR (Южн.), ФРГ	HEGR	46/15	UO_2-ThO_2	1968
КЭИ, ФРГ	HEGR	22 (эл.)	UO_2-ThO_2	1973
"Форт-Сент-Врейн" (США) RBV	HEGR	837/330	$UO_2-ThO_2(U-Th)O_2$	1978
TEBR (ФРГ)	HEGR	750/330	UO_2-ThO_2	1987
LEBR (США)				
"Виллингпорт"	PWR	240 (эл)	UO_2-ThO_2	1977

Сделан вывод о надежной расчетной предсказуемости нейтронно - физических свойств уран-ториевых систем с плотной решеткой и подвижным топливом, а также о приемлемости подобной конструкции активной зоны для длительной эксплуатации.

В 1976 г ДОВ утвердил программу исследования и создания усовершенствованных водяных реакторов-размножителей (ДВР) /22/. Программа призвана помочь в оценке промышленного применения концепции ДВР. В программе исследовались некоторые проблемы, которые могут возникнуть в случае приспособления технологии РВТ к ДВР. Информация собиралась по всем вопросам, включая исследования легководных конвертерных зон промышленного масштаба, которые должны производить уран-233 для легководных реакторов, в основу которых положена технология изготовления, эксплуатационные режимы и опыт эксплуатации ДВР АЭС в Шиппингпорте. Разработан проект усовершенствованного ДВР мощностью 1000 МВт (э) с уран-ториевым топливом, за основу которого взята АЭС Шиппингпорт.

Программа ДВР и ДВР имеют целью практического улучшения использования источников ядерного топлива для выработки электроэнергии в легководных реакторах. Во Франции преобладает концепция применения тория в легководных реакторах, не предусматривающая расширенного воспроизводства топлива. Проведены исследования возможности осуществления (^{233}U -Тз) - топливного цикла во французском варианте РВТ без изменения его конструкции. За эталонные приняты характеристики реактора "Буле-2" мощностью 920 МВт (эл.), эксплуатирующегося с 1979 г. Основное внимание в исследовательской программе уделено вопросам: выхода реакторе на уран-ториевый топливный цикл; получению характеристик его в этом цикле; преимуществам уран-ториевого топливного цикла в легководных реакторах по сравнению с другими циклами.

При прогнозируемом во Франции темпе роста АЭС перевод на уран-ториевый топливный цикл даст экономию в уране по сравнению с уран-плутониевым циклом 1000 т/г к 2010 г и 3000 т/г к 2030 г, что составит 6 и 18 % от полного потребления природного урана /23/.

С 1979 г проводились исследования по совместной программе ИРА (ФРГ) и ИУСЛЕНАУС (Бразилия), направленные на применение ториевого топливного цикла в реакторах РВТ /24/. Сделан вывод,

что замкнутость топливного цикла является предпосылкой долговременного использования тория в реакторах этого типа.

В программу включены исследования по следующим направлениям:

- анализ и оценка преимуществ применения тория в РВР;
- разработка твэлов и активных зон для РВР с ториевым топливом;
- изготовление, испытания и оценка качества уран-ториевых, уран-плутониевых твэлов в рабочих условиях;
- изучение замкнутого ториевого топливного цикла с переработкой выгоревших торий-содержащих твэлов.

Для выполнения намеченной программы используется возможности изученной технологии и способов производства и переработки твэлов хорошо зарекомендовавших себя конструкций активных зон.

В ФРГ ториевый топливный цикл также заложен в основу концепции высокотемпературных реакторов на тепловых нейтронах. Исследования топливного цикла высокотемпературных реакторов осуществлялись под руководством Центра ядерных исследований в Динке.

Первая часть проекта - строительство опытной АЭС с реактором типа-300. Изготовление топлива для загрузки первой активной зоны и нескольких перегрузок было закончено в 1978 г /25/.

В Канаде к 1991 г. предполагается иметь 24 твэловодных реактора на тепловых нейтронах общей установленной мощностью 14000 МВт (эл).

В связи с развитием концепции БАНУ предусматривается в перспективе переход на U-235 ядерный топливный цикл. Общая стратегия работ по топливным циклам следующая /26/:

- использование природного урана;
- использование слабообогащенного урана с содержанием 1,2 % ^{235}U ;
- организация уран-плутониевого цикла;
- организация топливного цикла с U-235 топливом;
- организация ториевого цикла с плутоний-ториевым топливом.

В Японии интерес к торью начал проявляться с конца 50-х годов. В 1963 году институт атомных исследований Японии (JAERI) приступил к исследованию ториевого топлива в рамках проекта гомогенного реактора, а в 1961 г. была построена солевая критическая сборка для исследований теплового ториевого бридинга.

В 1974 г. в ториевую программу включился Институт Общих Реакторных исследований в Киото (OARI), создана экспериментальная

критическая сборка специального типа для исследовательских и образовательных целей.

В 1976 г. в рамках многоцелевой программы ИЕОЯ была создана лаборатория ториевого топлива, которая приступила к экспериментальному изготовлению сферических твэлов из ThO_2 .

В середине 70-х исследования тория приняли промышленные масштабы. С 1976 г. фирма "Sumitomo Atomic Energy Ind.Ltd", заключив контракт с Бюро Науки и Техники Японии, приступила к разработке ториевого цикла и технологии тория. Наряду с этим решение проблемы использования тория в ЯЭ велось в университетах. Так, с апреля 1977 г. изучение ториевого топлива осуществлялось в качестве одного из пунктов Специальной Программы энергетических исследований Министерства образования при содействии JASRI.

В 1978 г. был создан Исследовательский центр по ториевому циклу, а в 1980 г. под эгидой и при финансовой поддержке министерства образования из представителей различных университетов была создана группа ториевых исследований.

Начиная с 1980 г. выполнена большая экспериментальная и расчетная программа, рассмотрены проблемы переработки ториевого топлива, исследовались вопросы биологического влияния тория. В завершении проведены эксперименты с реактором на расплаве солей /27/.

В программах развития ядерной энергетики Великобритании не предусмотрены конкретные сроки создания легководных реакторов с ториевым топливом, однако ведутся исследования отдельных звеньев ториевого цикла /28/. К настоящему времени ториевое топливо пытались в той или иной степени приспособить к использованию практически в реакторах всех типов. В связи с этим в лабораториях многих исследовательских центров на критических сборках и вкладах проведены измерения нейтронно-физических характеристик уран-ториевых разнотопливных систем. В качестве делящегося материала использовался уран-235 и уран-233.

На сегодняшний день в некоторых странах стадии фундаментальных и предварительных исследований уран-ториевого топливного цикла уже закончена и дело за созданием опытных установок.

Благодаря проведенным исследованиям можно сказать, что при посто использовании ториевого топлива не возникает дополнительных

проблем, связанных с его радиационной стойкостью, наоборот, это топливо позволит увеличить глубину выгорания в ядерных реакторах, об этом свидетельствует накопленный положительный опыт эксплуатации ядерных реакторов с ториевым топливом. В ряде стран разработана и реализована технология, гарантирующая практически бездефектное изготовление окисных уран-ториевых твэлов.

В меньшей степени решены вопросы комплексной переработки и рефабрикации ториевого топлива, хотя существуют реальные технико-экономические возможности для осуществления программы по замыканию топливного цикла в полном соответствии с требованиями защиты окружающей среды /27/. Переработка твэлов с ториевым топливом и повторное использование регенерированного урана-233 в реакторе технически осуществимы. Наиболее изученным является "водный" вариант переработки на основе торекс-процесса /27/.

Перечисленные работы практически во всех странах мира охватывают период с 1975 по 1985 г.г. почти во всех развитых странах существуют национальные программы по исследованиям, разработке и внедрению в ядерную энергетику использования тория и торий-уран-233 топливного цикла. Проведение исследований и практических разработок в этом направлении не ослабевает и в настоящее время.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Введение в топливный цикл ядерной энергетики урана-233 и тория позволяет не только существенно усовершенствовать технико-экономические показатели АЭС с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах (прежде всего их безопасность), но и закладывает основы ЯЭ более отдаленного будущего, свободной от накопления существенных количеств плутония и других трансураниевых элементов, определяющих в значительной мере проблему захоронения высокотоксичных топливных отходов.

Предварительный анализ имеющейся информации по затронутым вопросам представлен в данной работе.

Показано, что имеющиеся сегодня знания и опыт позволяют на надежной основе приступить к конкретной научно-технической и экономической проработке предлагаемых концепций ЯЭУ и ЯТЦ.

Развитие в достаточных масштабах ториевой технологии: от добычи до использования в реакторах и захоронения отходов - потребует в течение 30-50 лет значительного объема фундаментальных поисковых исследований, НИР и ОКР.

Выполнение указанных работ базируется на достигнутом уровне разработок и исследовании ЯЭУ и технологических процессов в ЯЭ, в ЯТЦ, не противоречит, а наоборот развивает и расширяет перспективы и возможности развития реакторов типа ВВЭР и быстрых реакторов в нашей стране.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Троянов М.Ф.Сегодняшний день быстрых реакторов в Советском Союзе.Presented at the Royal Society Discussion Meeting on the Fast Neutron Breeder Fission Reactor.London,England.24-25 May.1989.
2. Koshetkov I.A.,Matvejev V.I.,Murogov V.M.,Troynov M.F.The Advanced of BN-Type Fast Reactor concept under new condition of Nuclear Power Engineering Development.ENC'90:ENCO/ANS Foratom Conference and Exhibition Eurexpo,Lyon,France,1990 September 23-28. Vol.2.p.802-806
3. Vanden B.E. Uranium and Plutonium Recycle. см.ВЫИЯ [2] Vol.1.p.387-398.
4. Koch L.Transuranium Element Fuel Cycle in LWR-FR Symbiosis.Proc.Fifth Int.Conf.on Emerging Nuclear Systems: IONES'89,Karlsruhe,FRG.World Scientific.Singapore.1989.p.65
5. The Metabolism of Plutonium and Related Elements.IORP Publication No 48.International Commission on Radiological Protection.Pergamon Press,Oxford.1986.
6. Мурогов В.М.,Троянов М.Ф.,Шмелев А.Н. Использование тория в ядерных реакторах.М.,Энергоатомиздат,1983.
7. Лейпунский А.И.,Мурогов В.М.,Троянов М.Ф. Смешанный топливный цикл в быстрых энергетических реакторах.-В кн.Вопросы физики ядерных реакторов.М.1968.т.1.с.20-37.
- 8 Мурогов В.М.,Ваньков А.А.,Илюнин В.Г.Перспективы использования металлического топлива в быстрых реакторах.Препринт ФЭИ-1913, Обнинск,1988.
9. Мурогов В.М.,Зинин А.И.,Илюнин В.Г.,Руднева В.Я. Быстрые реакторы с различными видами топлива в уран-плутониевом и смешанном топливном цикле.Обнинск 1988.Препринт ФЭИ-1920.
10. The Use of Thorium Nuclear Power Reactor.1969.WASH-1097.
11. Advanced Fuel Cycle and Reactor Concepts.Report of INPCE Working Group 8.IAEA.Vienna 1980.
12. Brinivasan M. et al.Long Lived Actinide Problem Th-²³³U Cycle and Fusion Breeders.IONES'86.Madrid.
13. Brinivasan M. et al. ²³³U Fuelled Experimental Reactor in India: PURNIMA 11 and KAMINI.IONES'86.Madrid.

14. Thorium -Based Nuclear Fuel: Current Status and Perspectives. Proceedings of a Technical Committee meeting. IAEA, Vienna, 1985. IAEA-TECDOC-412.
15. Rand M.H. et al. Thorium physico-chemical properties of its compounds and alloys. Atomic Energy Review. 1975. No 5.
16. Kasten P.R. The Role of Thorium in Power Reactor Development. Atomic Energy Review. 1970. No 8.
17. Емельянов В.С., Евстихин А.М. Металлургия ядерного горючего. М. Атомиздат, 1968.
18. Lotts A.L., Douglas D.A. Refabrication technology for the thorium-uranium- ^{233}U fuel cycle. Utilization of thorium in power reactors. Vienna, IAEA, 1966. STI/DOC/10/52. p.212.
19. Thorium revisited: ^{233}U utilization brought into present. Nuclonica, 1966, Vol.24, No 6, p.17.
20. Boswell J.M. et al. Production of ^{233}U with low ^{232}U content. Proceedings of Second International Thorium Fuel Cycle Symposium, 1968. CONF-660524.
21. Schwartz M.H. et al. A Survey of thorium utilization in power reactor system. ANS Proc. The first pacific Basin Conference on Nuclear Power Development and Fuel Cycle. 1976.
22. Freeman L.B., Beaudoin B.R. et al. Physics Experiments and Lifetime Performance of the Light Water Breeder Reactor. Nucl. Sci. Eng. 102, 341 (1989).
23. Schaeffer H. Etude du cycle Thorium dans les reacteurs a lean pressurisee. Univ. Paris-aud. 1981.
24. Third European Nuclear Society Conf. Brussels. April 20-30 1982. Trans. Am. Nucl. Soc., 40 (1982).
25. Atomwirtschaft. Bd 25, Nr 11, 1980, p.533-534
26. Trans. Am. Nucl. Soc., 40, 226 (1982)
27. Thorium Fuel Reactor. Proceedings of the Japan-US seminar on thorium fuel reactors. 1982. Atom Energy Society of Japan. 1985
28. Nucl. Engng. Int. Vol.21. 1976. p.239-244.

Технический редактор **Н. П. Герасимова**

Подписано к печати 21.06.1991 г. Бумага писчая № 1
Формат 60×90^{1/16} Усл. п. л. 3 Уч.-изд. л. 2 Тираж 100 экз.
Цена 2 руб. 52 коп. Индекс 3624 ФЭИ-2183

Отпечатано на ротапринте.
249020, г. Обнинск Калужской обл., ФЭИ

2 руб. 52 коп.

Индекс 3624

Ядерный топливный цикл на основе тория и урана-233.
ФЭИ-2183. 1991. 1-48.