

С.В. Алексеев, В.А. Зайцев

# Торий в ядерной энергетике

ТЕХНОСФЕРА  
МОСКВА  
2014

**УДК 621.039.54**

**ББК 31.4**

**А 47**

**А 47 Алексеев С.В., Зайцев В.А.**

**Торий в ядерной энергетике**

**Москва: ТЕХНОСФЕРА, 2014. – 288с. + 6 с. цв. вкл.**

**ISBN 978-5-94836-394-3**

В книге приведены сведения о роли тория в ядерной энергетике. Кратко рассмотрены данные об исследовании ториевого топливного цикла. Приведены сведения о свойствах, технологии получения и перспективы применения ториевого топлива в ядерных реакторах. Рассмотрены методы получения тугоплавких соединений тория. Проанализированы результаты работ по вскрытию торийсодержащих материалов, получению ядерночистых соединений тория (ThO<sub>2</sub>, ThC, ThN, ThB, ThP, ThS), переработке отработанного топлива и технике безопасности при работе с торием.

Книга предназначена для научных работников и инженеров, работающих в области исследования и применения ядерного топлива.

**УДК 621.039.54**

**ББК 31.4**

© 2014, Алексеев С.В., Зайцев В.А.

© 2014, ЗАО «РИЦ «Техносфера», оригинал-макет, оформление

**ISBN 978-5-94836-394-3**

# Содержание

<b>Предисловие</b> .....	7
<b>Предисловие авторов</b> .....	10
<b>Основные условные обозначения и сокращения</b> .....	12
<b>Введение</b> .....	13
<b>Глава 1</b>	
<b>Торий и ядерная энергетика</b> .....	14
1.1. Открытие тория и его место в периодической системе.....	14
1.2. Радиоактивность тория .....	15
1.3. Значение тория в ядерной энергетике .....	16
1.4. Исследование тория в различных реакторных системах .....	21
1.5. Результаты исследования ТТЦ .....	25
1.6. Перспективы использования тория в ядерной энергетике.....	28
1.7. Применение тория в других областях промышленности.....	45
<b>Глава 2</b>	
<b>Сырьевые запасы тория</b> .....	47
2.1. Минералы тория и торийсодержащие руды .....	47
2.2. Важнейшие месторождения ториевых руд.....	50
2.3. Торийсодержащие руды России.....	56
2.4. Обогащение торийсодержащих руд .....	60
<b>Глава 3</b>	
<b>Переработка монацитовых концентратов</b> .....	62
3.1. Сернокислотный метод переработки монацитовых концентратов	62
3.1.1. Разложение монацита серной кислотой .....	63
3.1.2. Извлечение тория и редкоземельных элементов из сернокислых растворов .....	66
3.1.3. Метод предварительного выделения редкоземельных элементов в виде комплексных сульфатов.....	69



3.1.4.	Метод выделения тория в виде сульфатов .....	71
3.1.5.	Метод совместного осаждения оксалатов тория и редкоземельных элементов .....	73
3.2.	Щелочные методы переработки монацитового концентрата.....	73
3.2.1.	Вскрытие монацитового концентрата раствором едкого натра.....	73
3.2.2.	Сплавление и смешение монацитового концентрата с различными щелочными реагентами .....	77
3.3.	Разделение гидроксидов тория и редкоземельных элементов....	79
3.4.	Переработка комплексных торийсодержащих руд методом хлорирования .....	82
3.4.1.	Хлорирование торийсодержащих комплексных руд .....	82
3.4.2.	Хлорирование титано-тантало-ниобатов .....	84
<b>Глава 4</b>		
<b>Аффинаж соединений тория .....</b>		<b>88</b>
4.1.	Методы избирательного осаждения и растворения.....	89
4.2.	Экстракционные методы очистки .....	94
<b>Глава 5</b>		
<b>Диоксид тория .....</b>		<b>102</b>
5.1.	Диаграмма состояния системы Th–O, Th–U–O, Th–Pu–O .....	102
5.2.	Получение диоксида тория и твердых растворов (Th,U)O <sub>2</sub> , (Th,Pu)O <sub>2</sub> .....	105
5.2.1.	Синтез диоксида тория .....	105
5.2.2.	Синтез твердых растворов (Th,U)O <sub>2</sub> .....	115
5.2.3.	Синтез твердых растворов (Th,Pu)O <sub>2</sub> .....	119
5.3.	Получение изделий из ThO <sub>2</sub> .....	120
5.3.1.	Формование заготовок .....	120
5.3.2.	Спекание.....	121
5.4.	Получение изделий из (Th,U)O <sub>2</sub> , (Th,Pu)O <sub>2</sub> .....	126
5.4.1.	Формование заготовок .....	126
5.4.2.	Спекание.....	127
5.5.	Свойства ThO <sub>2</sub> , (Th,U)O <sub>2</sub> и (Th,Pu)O <sub>2</sub> .....	135
5.5.1.	Термодинамические свойства .....	135
5.5.2.	Механические свойства .....	148
5.5.3.	Химические свойства .....	150
5.6.	Поведение ThO <sub>2</sub> , ThO <sub>2</sub> –UO <sub>2</sub> и ThO <sub>2</sub> –PuO <sub>2</sub> под облучением .....	157

<b>Глава 6</b>	
<b>Карбиды тория</b> .....	163
6.1. Система Th–C, Th–U–C, Th–Pu–C .....	163
6.2. Получение карбидов тория, (Th,U)C, (Th,U)C <sub>2</sub> .....	168
6.3. Свойства карбидов тория, (Th,U)C, (Th,U)C <sub>2</sub> .....	175
6.3.1. Термодинамические свойства .....	175
6.3.2. Теплофизические свойства .....	179
6.3.3. Механические свойства .....	180
6.3.4. Химические свойства .....	180
6.3.5. Поведение под облучением .....	182
<b>Глава 7</b>	
<b>Нитриды тория</b> .....	183
7.1. Система Th–N, Th–U–N, Th–Pu–N .....	183
7.2. Получение нитридов тория, (Th,U)N, (Th,Pu)N .....	186
7.3. Свойства нитридов тория .....	188
7.3.1. Термодинамические свойства .....	188
7.3.2. Механические свойства .....	192
7.3.3. Химические свойства .....	192
<b>Глава 8</b>	
<b>Бориды, фосфиды и сульфиды тория</b> .....	195
8.1. Бориды тория .....	195
8.1.1. Получение боридов тория .....	196
8.1.2. Свойства боридов тория .....	197
8.2. Фосфиды тория .....	199
8.2.1. Получение фосфидов тория .....	200
8.2.2. Свойства фосфидов тория .....	200
8.3. Сульфиды тория .....	202
8.3.1. Получение сульфидов тория .....	203
8.3.2. Свойства сульфидов тория .....	204
<b>Глава 9</b>	
<b>Топливо на основе тория для реакторов HTGR</b> .....	210
9.1. Топливо реакторов HTGR .....	212
9.2. Получение топлива на основе микротвэлов .....	213
9.2.1. Получение сферических частиц .....	213
9.2.2. Нанесение покрытий на микросферы .....	218
9.2.3. Получение ТВЭЛов реактора HTGR .....	224



**Глава 10**

**Переработка отработанного ядерного топлива  
на основе тория** ..... 228

10.1. Переработка ториевого топлива энергетических реакторов ..... 228

10.2. Переработка топлива реакторов HTGR на основе тория ..... 234

**Глава 11**

**Техника безопасности при работе с торием** ..... 237

11.1. Химическая токсичность тория ..... 238

11.2. Радиоактивные свойства тория ..... 239

    11.2.1. Изотопы тория ..... 239

    11.2.2. Накопление и распад изотопов ряда  $^{232}\text{Th}$  ..... 240

11.3. Радиационная токсичность тория ..... 242

11.4. Метаболизм основных изотопов тория ..... 243

    11.4.1. Основные метаболические свойства тория ..... 243

    11.4.2. Распределение тория в организме ..... 245

    11.4.3. Метаболические свойства радия ..... 246

    11.4.4. Метаболические свойства торона и радона ..... 247

11.5. Влияние ингаляционного поступления тория ..... 249

11.6. Воздействие тория на костную ткань ..... 250

11.7. Радиационная опасность при работе с торием ..... 251

    11.7.1. Радиационная обстановка на обогатительных  
        предприятиях ..... 252

    11.7.2. Ториевые пожары ..... 253

    11.7.3. Обработка тория, облученного нейтронами ..... 253

11.8. Меры обеспечения безопасности при работе с торием ..... 254

    11.8.1. Требования к производственным помещениям ..... 254

    11.8.2. Загрязнение воздушной среды ..... 255

    11.8.3. Экранирование для защиты от внешнего облучения ..... 256

**Заключение** ..... 259

**Литература** ..... 262

## Предисловие

Устойчивое развитие современной цивилизации в существенной степени зависит от энергообеспечения. Энергетика развивается опережающими темпами по сравнению с другими отраслями производства и требует значительных и стабильных источников сырья.

В настоящее время потребности в сырье, в основном, удовлетворяются за счет углеводородного сырья (нефти, газа и угля). Прогнозы показывают, что эта тенденция сохранится и в ближайшие десятилетия. Однако запасы углеводородов, особенно нефти и газа, достаточно ограничены, к тому же крайне нужны для быстроразвивающегося транспорта и нефтехимии.

Альтернативой углеводородному сырью являются возобновляемые источники энергии (гидроэнергия, энергия ветра, биомасса, фотовольтаика, геотермальная энергия, энергия приливов) и ядерная энергетика.

С момента появления ядерной энергетики было понятно, что в долгосрочной перспективе производство энергии путем деления ядер будет опираться не только на использование делящегося изотопа  $^{235}\text{U}$ , который находится в природном уране в количестве примерно 0,7% масс, но и на использование имеющихся в значительно большем количестве воспроизводящих материалов, таких как  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ .

На возможность реализации уран-ториевого цикла ученые обратили внимание еще в начале 40-х гг. прошлого века. Исследовательские и конструкторские работы проводились в СССР, Германии, Индии, Японии, Великобритании, США и Франции.

Данные, полученные при исследовании ториевого топливного цикла (ТТЦ) в различных реакторных системах, позволили определить достоинства и недостатки этого процесса. Нейтронно-физические характеристики элементов радионуклидной пары  $^{232}\text{Th}$ – $^{233}\text{U}$  создают принципиальную возможность повышения безопасности и надежности работы ядерных реакторов, улучшения их технико-экономических показателей. Образующийся в результате ядерных превращений  $^{233}\text{U}$  имеет самый высокий выход нейтронов при делении на один акт поглощения теплового нейтрона. Это делает его энергетически более выгодным для тепловых реакторов, чем  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , и позволяет достичь наиболее высокого коэффициента воспроизводства топлива и самокомпенсации реактивности в процессе работы тепловых реакторов.

В ториевом топливном цикле в меньших количествах, чем в урановом и особенно в плутониевом, накапливаются плутоний и минорные актиниды (Am, Np, Cm), а также долгоживущие продукты деления. В ТТЦ непу-

ния, америция и самария нарабатывается в  $\sim 10^2$ ,  $\sim 10^5$  и  $10^{-6}$  раз меньше по сравнению с урановым циклом. Использование ТТЦ упрощает решение задачи локализации и захоронения радиоактивных отходов.

Поскольку  $^{233}\text{U}$ , произведенный в ториевом топливе, неизбежно загрязнен  $^{232}\text{U}$  (при содержании  $^{232}\text{U}$  в количестве  $10^{-5}$ – $10^{-4}\%$  жесткое излучение увеличивается на 10–15%), и при большем его содержании требуются дополнительные меры защиты, то это ядерное топливо в какой-то мере защищает себя от хищений.

Ториевое топливо обладает рядом благоприятных физических и химических свойств по сравнению с ураном, в частности, более высокой температурой плавления металлического тория (1973 К) и диоксида тория (3643 К). Диоксид тория имеет более высокую теплопроводность и низкий коэффициент термического расширения. Такая повышенная стойкость  $\text{ThO}_2$  обеспечивает высокую степень выгорания ( $\sim 100$  МВт·сут/т) и допускает высокотемпературные режимы работы реактора.  $^{233}\text{U}$  также сохраняет свои ценные нейтронно-физические качества при высокой температуре лучше, чем  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ . Следует учитывать и тот факт, что  $\text{ThO}_2$ , в отличие от  $\text{UO}_2$ , не склонен к дальнейшему окислению.

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

Использование тория в виде расплава солей позволяет создать практически безопасный ядерный реактор. Жидко-солевая система обладает способностью к саморегуляции. Если расплав перегреется, он расширяется в объеме, в результате в поле действия нейтронов (топливный элемент из плутония или  $^{235}\text{U}$ ) попадает меньше атомов тория, и реакция замедляется. При охлаждении смесь сжимается, что позволяет ускорить реакцию. Таким образом, такой ториевый реактор не требует наличия сложной системы управления, характерной для традиционных АЭС. В этой реакторной системе возможно организовать непрерывный вывод продуктов деления из зоны реакции и подпитку его свежим топливом. Для этого реактора не существует проблемы надежности ТВЭЛов, так как вся активная зона представляет один большой ТВЭЛ в виде расплава топлива-теплоносителя. Интересно решается и проблема безопасности. Под реактором можно установить бак, заткнутый «пробкой» из той же смеси расплава солей, поддерживаемых в твердом состоянии благодаря непрерывному охлаждению. В случае отключения электроэнергии охлаждение прекращается, «пробка» расплавляется, и смесь стекает в бак, где ядерная реакция прекращается из-за отсутствия источника нейтронов, а расплав остывает.



Монография С.В. Алексеева, В.А. Зайцева «Торий в ядерной энергетике» посвящена анализу и обобщению опубликованных работ в этой области. В монографии особое внимание обращается на возможности повышения безопасности ядерной энергетики и значительного расширения ее сырьевых ресурсов за счет использования больших запасов тория. Работа будет интересна широкому кругу читателей.

Н.П. Тарасова,  
член-корреспондент РАН,  
профессор, директор Института химии  
и проблем устойчивого развития РХТУ  
имени Д.И. Менделеева,  
зав. кафедрой ЮНЕСКО  
«Зеленая химия для устойчивого развития»

## Предисловие авторов

Создание устойчивой энергетики будущего невозможно без использования энергии деления ядер U, Pu и Th при их взаимодействии с нейтронами. В настоящее время и в ближайшем будущем основой ядерной энергетики является один из радиоактивных элементов — уран. Происходящий во многих странах мира рост ядерно-энергетических мощностей делает все более актуальной проблему обеспечения АЭС ядерным топливом, расширения сырьевой базы ядерной энергетики. Стратегия развития ядерной энергетики во многих странах мира предусматривает введение ядерных топливных циклов на основе урана и тория. Их ценность заключается в том, что они могут служить источником накопления запасов вторичного ядерного топлива  $^{239}\text{Pu}$  из  $^{238}\text{U}$  и  $^{233}\text{U}$  из  $^{232}\text{Th}$ .

Исследование применения  $^{232}\text{Th}$  в качестве топлива ядерно-энергетических реакторов началось одновременно с первыми программами по использованию урана. Несмотря на ряд существенных преимуществ, торий не нашел широкого коммерческого применения. Тем не менее, потенциал тория, как ресурса для ядерной энергетики, всегда являлся признанным фактом. В настоящее время интерес к ториевому топливному циклу возрос.

Вместе с тем, сведения о свойствах тугоплавких соединений тория в отечественной литературе освещены недостаточно. Имеющиеся монографии Р.Б. Котельникова «Высокотемпературное ядерное топливо» (1978), А.Н. Зеликмана «Металлургия редкоземельных металлов, тория и урана» (1960), И.И. Жерина «Химия тория, урана и плутония» (2010), справочные материалы Г.В. Самсонова «Тугоплавкие материалы» (1976), Т.Я. Косолаповой «Свойства, получение и применение тугоплавких соединений» (1986) в недостаточной мере освещают вопросы влияния состава тугоплавких соединений тория на их свойства. Мало уделено внимания и методам получения материалов с низким уровнем загрязнения примесных элементов. Практически не освещено производство ядерного топлива на основе тория (Т–U, Th–Pu) и его поведение в условиях облучения.

Ограниченное количество опубликованных работ по ториевому топливу касается в основном отдельных аспектов и не дает представления о целостной картине состояния ядерного топлива на основе тория.

В настоящей работе авторы попытались восполнить этот пробел, собрав воедино и проанализировав данные по опубликованным работам.

В представленной книге рассматриваются вопросы технологии получения тугоплавких соединений тория, ядерного топлива на основе тория, их свойства и возможное применение. Авторы надеются, что книга будет полезна для широкого круга научных работников, инженеров, конструкторов



ров, занимающихся разработкой ядерного топлива и поисками путей его применения. Предлагаемый обзор не претендует на полный охват всех опубликованных работ.

Авторы заранее благодарны за все замечания по содержанию и форме изложения материалов и надеются, что, несмотря на неизбежные недостатки, книга послужит дальнейшему развитию исследований в области ядерного топлива на основе тугоплавких соединений тория.

Авторы приносят искреннюю благодарность Ю.С. Борисову, Т.Н. Жарковой, К.П. Лукину, О.В. Проценко и Е.С. Солнцевой за их вклад в подготовку рукописи к печати.

## Основные условные обозначения и сокращения

АЗ	—	активная зона
АЭС	—	атомная электростанция
ВВЭР	—	водо-водяной энергетический реактор
ГПД	—	газообразные продукты деления
КПД	—	коэффициент полезного действия
ОЯТ	—	отработанное ядерное топливо
РЗЭ	—	редкоземельный элемент
т.а.	—	тяжелые атомы
ТБФ	—	трибутилфосфат
ТВС	—	тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	—	тепловыделяющий элемент
т.п.	—	теоретическая плотность
ТТЦ	—	ториевый топливный цикл
ЯТЦ	—	ядерный топливный цикл
$a$	—	коэффициент линейного расширения
$\dot{a}$	—	параметр кристаллической решетки
$C_p$	—	удельная теплоемкость
$E$	—	модуль упругости
$G$	—	скорость испарения
$k$	—	константа скорости
$P$	—	давление
$p$	—	пористость
$S$	—	поверхность
$T$	—	температура
WC	—	карбид вольфрама
$\alpha$	—	степень превращения, восстановления
$\lambda$	—	коэффициент теплопроводности
$\tau$	—	время

## Введение

Развитие ядерной энергетики невозможно без надежного обеспечения топливным материалом. Используемое в настоящее время ядерное топливо на основе урана не может обеспечить все возрастающее количество ядерных установок. Кроме того, его запасы ограничены. Выход из создавшегося положения может быть найден за счет применения ториевого топливного цикла, эффективность которого практически во всех реакторных системах доказана уже на ранней стадии его исследования. Ядерная программа Индии предполагает создание надежной ядерной энергетики на основе ториевого топливного цикла, исследование которого никогда не прерывалось в этой стране.

По сравнению с урановым и уран-плутониевым топливом, уран-ториевое топливо имеет ряд неоспоримых преимуществ. Торий-232, как и уран-238, является воспроизводящим материалом, но его применение обеспечивает коэффициент воспроизводства более 1, а получаемый делящийся изотоп урана-233 имеет преимущества перед  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ .

В книге рассматриваются вопросы вскрытия торийсодержащих материалов, получения тугоплавких соединений тория, являющихся перспективными материалами для изготовления ториевого ядерного топлива.

Книга состоит из 11 глав. В гл. 1 дан общий обзор исследований ториевого топливного цикла и результаты его применения в различных реакторах. В гл. 2–4 рассматриваются вопросы о запасах тория и технологии получения солей тория «реакторной» чистоты. Большое внимание уделяется способам получения и свойствам тугоплавких соединений тория (гл. 5–9). Анализируется имеющийся опыт переработки облученного ториевого топлива (гл. 10) и вопросы безопасности при работе с ториевыми материалами (гл. 11). Особое значение придается влиянию состава тугоплавких соединений тория на изменение их свойств, особенно в условиях реакторного облучения.

# ГЛАВА I

## ТОРИЙ И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

### I. I. Открытие тория и его место в периодической системе

Торий был открыт выдающимся шведским ученым Йенсом Якобом Берцелиусом в 1828 г. в одном из сиенитов Норвегии. Элемент был назван в честь древнескандинавского бога войны, грома и молнии Тора. Д.И. Менделеев относил торий к группе церитовых металлов, т.е. к группе редкоземельных элементов, с которыми торий имеет много общего и сопровождает их в природе в минералах редкоземельных элементов.

Точное положение тория в периодической системе было определено позднее, после того, как в 1946 г. Г. Сиборг выдвинул гипотезу о том, что в периодической системе после актиния начинается новая переходная группа элементов — актиноиды, аналогичная лантаноидам (редкоземельные элементы). К ряду актиноидов были отнесены торий, протактиний, уран и заурановые элементы (Np, Am, Bk, Pu, Cm, Cs и т.д.). В актиноидной группе элементов должна заполняться электронная оболочка 5f (у лантаноидов заполняется оболочка 4f).

По данным спектральных исследований, у тория и протактиния (начальных элементов группы актиноидов) 5f-электроны отсутствуют. Однако энергетические уровни 5f и 6d у тория и протактиния весьма близки, что делает неопределенным их относительное расположение. Энергия перехода электронов между уровнями 6d и 5f у тория, и протактиния сопоставима с энергией химической связи, т.е. в образовании химической связи в данном случае могут участвовать как 5f-, так и 6d-электроны, на что указывается в работах [1, 2].

Валентные электроны атома тория в свободном состоянии имеют конфигурацию  $6d^27s^2$  (или  $5f6d7s^2$ ) [3]. Это значит, что на внешнем уровне атомов тория в основном состоянии имеется два неспаренных d-электрона и два спаренных s-электрона. Однако близость энергий электронов на d- и s-уровнях делает возможным «распаривание» s-электронов и образование возбужденного состояния  $d^3s^2$ , в котором один s-электрон переходит на

d-уровень. В этом состоянии атом тория обладает уже четырьмя неспаренными электронами. Энергия возбуждения  $d^2s^2 \rightarrow d^3s$  для тория меньше 14 ккал. Возможны также возбужденные состояния, основанные на переходах  $d^2s^2 \rightarrow d^2s$ , т.е. переход одного s-электрона на p-уровень внешнего слоя.

Особенно отчетливо проявляется двойственная природа первых членов ряда актиноидов (от Th до Pu), которые имеют сходства, с одной стороны, с элементами, в которых происходит заполнение 6d-уровня (Hf, Ta, W) и, с другой стороны, с элементами f-семейства. Наиболее устойчивая степень окисления тория +4, реже +2 и +3. С низшей валентностью торий находится преимущественно с галогенами, а также в соединениях перекислого типа [4].

Торий вначале обычно относили к четвертой побочной группе периодической системы [2]. В настоящее время торий — первый член семейства актиноидов, входящих в III группу периодической системы Д.И. Менделеева [3].

## 1.2. Радиоактивность тория

В 1898 г. независимо друг от друга и практически одновременно Мария Склодовская-Кюри и немецкий ученый Герберт Шмидт обнаружили, что торий радиоактивен.

Торий — природный радиоактивный элемент, родоначальник семейства тория (его удельная радиоактивность 0,109 микрокюри/г). Природный торий состоит практически из одного долгоживущего изотопа  $^{228}\text{Th}$  — родоначальника одного из радиоактивных рядов — с периодом полураспада  $T_{1/2} = 1,39 \cdot 10^{10}$  лет ( $\alpha$ -излучатель). Распад тория приводит к образованию радиоактивного газа — торона, больше известного как изотоп радон-220, который представляет опасность при вдыхании. С  $^{232}\text{Th}$  в равновесии находится  $^{228}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 1,91$  года), содержание его ничтожно, около  $1,37 \cdot 10^{-8}$  % масс. Четыре короткоживущих изотопа тория образуются в процессе распада, два из которых относятся к радиоактивному ряду урана-радия  $^{234}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 24,1$  сут.) и  $^{230}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 7,5 \cdot 10^4$  лет), остальные — к ряду актиния:  $^{231}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 25,64$  ч) и  $^{227}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 18,17$  сут.) [4–6]. В табл. 1.1 приведен радиоактивный ряд тория. Искусственные изотопы тория большей частью короткоживущие; из них большой период полураспада имеет только  $^{229}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 7340$  лет), принадлежащий к искусственному радиоактивному семейству нептуния.

Таблица 1.1. Радиоактивный ряд тория [6]

Элемент		Вид распада и полная энергия, МэВ	Период полураспада	Дочернее ядро
Символ	Обычное наименование			
Th <sup>232</sup>	Торий	$\alpha$ 4,05	$139 \cdot 10^{10}$ лет	Ra <sup>228</sup>
Ra <sup>228</sup>	Мезаторий-1 (MsTh-1)	$\beta$ 0,01, $\gamma$ 0,03	6,7 года	Ac <sup>228</sup>
Ac <sup>228</sup>	Мезаторий-2 (MsTh-2)	$\beta$ 0,46–2,15, $\gamma$ 0,06–0,97	6,10 ч	Th <sup>228</sup>
Th <sup>228</sup>	Радиоторий (RaTh)	$\alpha$ 5,52, $\gamma$ 0,08		
Ra <sup>224</sup>	Торий X (ThX)	$\alpha$ 5,78, $\gamma$ 2,24	3,64 дня	Rn <sup>220</sup>
Rn <sup>220</sup>	Торон (Tn)	$\alpha$ 6,40	54,5 с	Po <sup>216</sup>
Po <sup>216</sup>	Торий А (ThA)	$\alpha$ 6,90	0,16 с	Pb <sup>212</sup>
Pb <sup>212</sup>	Торий В (ThB)	$\beta$ 0,35–0,59, $\gamma$ 0, 24	10,6 ч	Bi <sup>212</sup>
Bi <sup>212</sup>	Торий С (ThC)	66,3% $\beta$ 2,75+ $\gamma$		
Po <sup>212</sup>	Торий С' (ThC')	33,7% $\alpha$ 6,20+ $\gamma$	$3,7 \cdot 10^{-7}$ с	Pb <sup>208</sup>
Tl <sup>208</sup>	Торий С'' (ThC'')	$\alpha$ 8, 95	3,1 мин	
Pb <sup>208</sup>	Торий D (ThD)	$\beta$ 1, 79, $\gamma$ 2,62 и др. Стабильный.	–	–

### 1.3. Значение тория в ядерной энергетике

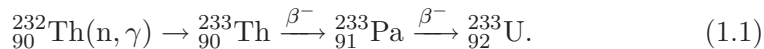
С самого начала появления ядерной энергетике уже было понятно, что в долгосрочной перспективе производство энергии путем деления ядер будет опираться не только на использование делящегося изотопа <sup>235</sup>U, который находится в природном уране в количестве примерно 0,7%, но и на использование имеющихся в значительно большем количестве материалов, таких как <sup>238</sup>U и <sup>232</sup>Th.

В 40–50 гг., на заре ядерной энергетике, ученые исследовали различные варианты ядерных реакций. Их интерес привлек и торий — слаборадиоактивный металл. Сам по себе торий (вернее, самый распространенный изотоп <sup>232</sup>Th, из которого почти на 100% состоит природный металл) не поддерживает цепную ядерную реакцию. Однако при облучении нейтро-



нами его атомы, захватывая тепловые нейтроны, распадаются с выделением значительного количества энергии. В энергетическом выражении 1 т тория эквивалентна 200 т урана или 3,5 млн т угля [7].

Кроме того, в результате ряда последовательных реакций с образованием промежуточных изотопов тория-232 получается уран-233, который сам по себе является хорошим ядерным топливом, подходящим для всех типов современных реакторов (1.1). Уран-233 имеет некоторые преимущества перед другими видами ядерного горючего: при делении его ядер выделяется больше нейтронов. Каждый нейтрон, поглощенный ядром плутония-239 или урана-235, дает 2,03 и 2,08 соответственно новых нейтронов, а уран-233 — намного больше — 2,37. Это делает  $^{233}\text{U}$  энергетически более выгодным для тепловых реакторов, чем  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$  и позволяет достичь наиболее высокого коэффициента воспроизводства топлива и самокомпенсации реактивности в процессе работы тепловых реакторов [8].



С точки зрения ядерной индустрии преимущества тория перед ураном заключаются в высокой температуре плавления, в отсутствии фазовых превращений до 1400 °С, в высокой механической прочности и радиационной устойчивости металлического тория и ряда его соединений (оксида, нитрида, карбида, фторида) [8].

На возможность реализации уран-ториевого цикла ученые обратили внимание еще в начале 40-х гг. прошлого века. Исследовательские и конструкторские работы велись в СССР, Германии, Индии, Японии, Великобритании, США и Франции. В 50–70 гг. прошлого столетия в этих странах проводились различные эксперименты с ториевыми и торий-урановыми реакторами.

Еще в 1943 г. научным руководителем работ по урановому проекту И.В. Курчатовым в качестве резервного направления работ по производству ядерных материалов было определено получение урана-233.

Основой для развертывания работ по ториевому циклу послужило решение Технического совета Спецкомитета, принявшего решение о начале работ по наработке урана-233. На первом этапе основной целью было получение урана-233 для военных целей. Со временем появилось понимание принципиальной возможности расширения воспроизводства и использования  $^{233}\text{U}$  в качестве ядерного топлива для получения энергии [9].

Производство тория до 1946 г. в СССР отсутствовало, но уже в 1948 г. было произведено 20 т металлического тория и 50 т солей тория [10]. К 1967 г. было накоплено несколько десятков тонн облученного тория.

Согласно постановлению СНК СССР № 3010-895сс с 1 августа 1953 г. тяжеловодный реактор ОК-180 (ФГУП «ПО «Маяк»») переводится на то-

риевый режим работы. Освоение ториевого топливного режима в промышленном масштабе осуществлено впервые в мире. Эксплуатация реактора ОК-180 в ториевом режиме продолжалась до 1 января 1956 г. Начиная с 1948 г. на ФГУП «ПО «Маяк» начаты работы по выделению урана-233 из облученного ториевого топлива. Промышленное производство урана-233 начато с 1953 г. Накопленный объем знаний позволил советским исследователям прийти к выводу, что торий может использоваться в нескольких направлениях:

- для получения  $^{233}\text{U}$  в военных целях;
- для расширения воспроизводства  $^{233}\text{U}$  в так называемом ториевом цикле;
- для развития ядерной энергетики на базе ториевого топливного цикла.

Однако из-за того, что техническая целесообразность и экономическая рентабельность широкого использования тория в производстве энергии в то время не была доказана, в 60-х гг. прошлого столетия работы по ториевому циклу были прекращены.

Испытания ТТЦ были осуществлены в Oak Ridge National Laboratory (Национальная лаборатория в Ок-Ридже) в США в 1960-х гг. прошлого века. В реакторе использовался высокотемпературный солевой расплав фторидов, содержащий тетрафторид тория. Характеристики некоторых реакторов, на которых проводились исследования ториевого топлива, представлены в табл. 1.2–1.4.

Таблица 1.2. Легководные реакторы, работавшие с ториевым топливом на АЭС США [11]

АЭС, реактор	Тип реактора по классификации МАГАТЭ	Мощность (тепл./эл.), МВт	Топливо	Период работы
Indian Point	BWR	60/24	$\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ (93% обог. U)	1962–1974
Elk River	PWR	615/285	$\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ (93% обог. U)	1964–1968
LWBR	PWR	237/60	$\text{ThO}_2\text{-}^{233}\text{UO}_2$	1977–1982

Уже к концу 60-х гг. XX столетия проведенные исследования [15, 16] показали перспективность использования тория в ядерных реакторах. Однако в дальнейшем, в связи с возросшей популярностью легководных реакторов и в связи с их эффективностью, относительной безопасностью, доступностью и невысокой ценой уранового ядерного топлива, интерес к ториевому топливу пропал, и финансирование было прекращено [14].

Немаловажным явился и тот факт, что при использовании ториевого топлива не образуется плутоний, необходимый для военных нужд. Исследования ториевого топливного цикла не прекращались только в Индии.

Таблица 1.3. **Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (HTGR), работавшие с ториевым топливом в США и Западной Европе [12]**

АЭС, реактор	Мощность (тепл/эл.), МВт	Температура гелиевого теплоносителя, °С (вход/выход)	Период работы
Экспериментальные реакторы			
Dragon, Англия	20/0	350/710	1964–1975
Reach Bottom, США	115/40	377/750	1967–1974
AVR, Германия	46/15	270/950	1967–1988
Реакторы-прототипы			
Fort St. Vrain, США	837/330	400/785	1976–1989
THTR, Германия	750/300	270/750	1985–1989

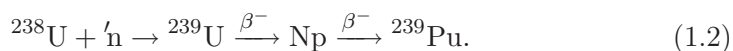
Примечание: топливо — микросферы из  $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$

Таблица 1.4. **Основные топливные характеристики российских реакторов при использовании ториевого топлива [13]**

Тип реактора	Подпитка плутонием, т/год	Ежегодная выдача $^{233}\text{U} + ^{233}\text{Pu}$ , т/год	Содержание $^{232}\text{U}$ в выгружаемом уране, ppm	Ежегодный возврат Pu, т
Реакторы-наработчики $^{233}\text{U}$				
БН-800 с Th в боковом экране	1,86	0,18	–100	1,79
ВВЭР-1000 на $\text{PuO}_2\text{-ThO}_2$ топливе	1,8	0,29	–3300	0,95
Реакторы-потребители $^{233}\text{U}$				
ВВЭР-1000 на $^{233}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$ топливе		0,48	–3000	
ВВЭР-1000 на $^{233}\text{UO}_2\text{-}^{238}\text{UO}_2$ топливе		0,11	–3000	0,26
ВВЭР-1000 на $^{233}\text{UO}_2\text{-PuO}_2\text{-}^{238}\text{UO}_2$ топливе	0,36	0,11	–3000	0,37

Энергообеспечение деятельности человеческого общества вызывает в последнее время значительные трудности. Создание устойчивой энергетики будущего возможно только при использовании воспользуемых источников энергии или деления ядер урана и плутония при их взаимодействии с нейтронами. Происходящий в настоящее время во многих странах мира рост ядерно-энергетических мощностей делает все более актуальной проблему обеспечения АЭС ядерным топливом.

Ядерная энергетика начиналась с использования в качестве ядерного топлива изотопов  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ . Плутоний в природе не встречается. Он образуется в результате захвата атомом  $^{238}\text{U}$  нейтрона, приводящего к получению  $^{239}\text{Pu}$  в результате двух последующих реакций распада (1.2):



По мнению авторов [17] дальнейшее развитие большой атомной энергетики, основанной на переработке плутония, в том числе в реакторах на быстрых нейтронах, является далеко небезопасным и приводит, кроме того, к возможному распространению по миру основной составляющей атомного оружия — плутония.

Кроме того, ряд тяжелых аварий [17]: в 1979 г. на АЭС США Three Mile Island (ТМИ), которой был присвоен 5-й уровень опасности по шкале INES (МАГАТЭ), на Чернобыльской АЭС на Украине в 1986 г. — 7-й уровень опасности (высший) и в 2011 г. на АЭС «Фукусима-1» в Японии, которой сначала был присвоен 4-й уровень опасности, но позже был повышен до 5-го, привели к разработке концепции запроектных событий и тяжелых аварий, которые должны быть учтены при строительстве новых и модернизации существующих АЭС [18]. Немаловажным является и обеспокоенность ограниченностью оставшихся ресурсов  $^{235}\text{U}$ , основного ядерного топлива существующих и проектируемых АЭС.

Все вышеперечисленное способствовало возобновлению интереса к ториевому топливному циклу, что привело к ряду новых оценок [19–22], где выясняются его преимущества и недостатки по сравнению с другими топливными циклами. В основном эти исследования касались оценки физических, материаловедческих и экономических аспектов. Ряд более поздних исследований также посвящен этому вопросу [8, 23–25]. Во всех этих исследованиях анализируется накопленный опыт ториевого топливного цикла в различных реакторных установках, а также предлагаются новые концепции по его улучшению. При этом обращается внимание на основные факты противников ядерной энергетики: проблему в обращении с радиоактивными отходами и высокую цену аварий на АЭС.

## 1.4. Исследование тория в различных реакторных системах

Исследования ториевого топливного цикла были начаты во второй половине 50-х гг. прошлого столетия на промышленном реакторе ОК-180 (СССР) и экспериментальном реакторе Shippingport (США). В дальнейшем исследования ториевого топливного цикла проводили практически во всех типах существующих реакторных систем (табл. 1.2–1.4). Наиболее всесторонне ториевый топливный цикл исследовался в США, где проводились исследования применения ториевого топлива в реакторах PWR, BWR, HTGR и MSR. В реакторе PWR (реактор-размножитель на тепловых нейтронах) была использована концепция RTF (ториевый реактор Радковского). АЭС Shippingport мощностью 60 МВт эл. работала с 1957 по 1982 г., АЭС Indian Point-1 мощностью 265 МВт эл. работала с 1962 по 1980 г. Топливо АЭС Shippingport  $^{233}\text{U}$ -Th в оболочке из Zr-4. ТВС концепции «запальная зона/бланкет» ( $^{233}\text{U}$  в кольцевых ТВЭЛлах размещается внутри модулей с торием). В реакторе АЭС Indian Point-1 в качестве топлива использовался твердый раствор  $\text{ThO}_2\text{--UO}_2$ .

Исследование ториевого топливного цикла в реакторе PWR показало возможность размножения Th/ $^{233}\text{U}$  на тепловых нейтронах с использованием концепции RTF. После завершения работы реактора содержание делящихся материалов в активной зоне оказалось примерно на 1,3% больше, чем в начальный период. Таким образом, было продемонстрировано, что концепция RTE может быть реализована на базе существующих реакторов PWR и ВВЭР с минимальными изменениями. Основное изменение заключается в замене обычных ТВС реакторов PWR и ВВЭР на запальные ТВЭЛы с урановым топливом (центральная зона) и бланкетные ТВЭЛы с уран-ториевым топливом по периферии. Продолжительность использования бланкета — 9–10 лет при достижении глубины выгорания  $\sim 100$  МВт-сут/кг. При этом присутствие  $^{233}\text{U}$  обеспечивает лучшее использование топлива и снижает топливную составляющую издержек производства электроэнергии [26, 28].

АЭС Elk River с реактором BWR (Boiling Water Reactor) мощностью 22 МВт эл. проработала с 1964 по 1968 г. В качестве ядерного топлива использовалось оксидное топливо  $(\text{Th,U})\text{O}_2$  (U с обогащением 93%), которое загружалось только в первую активную зону.

Реактор HTGR (высокотемпературный газоохлаждаемый реактор) был использован на АЭС Peach Bottom мощностью 40 МВт эл., где проработал с 1966 до 1972 г., и на коммерческой АЭС Fort St. Vrain мощностью 330 МВт эл., где проработал с 1976 по 1989 г. (рис. 1.1).



Рис. 1.1. Укладка топливных элементов на АЭС Fort St. Vrain (см. цв. вклейку)

В реакторе Peach Bottom применялись стержневые ТВЭЛы из  $(\text{Th}, \text{U})\text{C}_2$  с покрытием BISO, в реакторе Fort St. Vrain призматические графитовые блоки с микросферами из  $(\text{Th}, \text{U})\text{C}_2$  и покрытием TRISO. Это был высокотемпературный реактор ( $1300\text{ }^\circ\text{C}$ ) с графитовым замедлителем и гелиевым охлаждением. В реакторе использовалось почти 25 т тория. Глубина выгорания составила  $170\,000\text{ МВт}\cdot\text{сут}/\text{т}$ . Результаты исследования ториевого топливного цикла в реакторах HTGR позволили США и России совместно разработать концепцию модульного гелиевого реактора MHR с призматическими ТВС. В реакторе MHR сочетается низкая плотность энерговыделения топлива ( $6\text{ Вт}/\text{см}^3$ ) в кольцевой АЗ с отрицательным коэффициентом реактивности для обеспечения безопасной эксплуатации системы при высоких температурах [8].

В США с 1965 по 1969 г. работал реактор MSRE мощностью 10 МВт тепл. на расплаве солей  ${}^7\text{LiF}/\text{BeF}_2/\text{ThF}_4/\text{UF}_4$  (концепция MSR-Molten Salt reactor). Реакторы MSR могут работать как с уран-ториевым, так и с плутоний-ториевым топливом и могут быть адаптированы для сжигания плутония.

Интерес к применению ториевого топливного цикла в реакторах CANDU (Канада) обусловлен тем, что теоретически была обоснована возможность достигнуть в тяжеловодных реакторах на тепловых нейтронах (PHWR) околобридерных режимов (вплоть до циклов с самообеспечением топливом). В этом направлении был проведен большой цикл исследований. Канадская правительственная корпорация по атомной энергии (AECL)

в своей концепции развития топливного цикла реакторов CANDU рассматривает использование ториевого топливного цикла как одно из перспективных направлений этого развития [28, 29].

Для использования в CANDU ториевого топлива были исследованы два топливных цикла: топливный цикл с самообеспечением топливом и цикл с высоким выгоранием топлива. Согласно оценкам специалистов АЕСЛ в реакторах CANDU в современной модификации с ториевым топливом до 80% выделяемой энергии будет приходиться на долю тория. Ожидается, что дальнейшее совершенствование топлива и активной зоны позволит увеличить эту цифру [29].

АЕСЛ имеет больше чем полувековой опыт исследований и разработок, связанных с применением тория. На демонстрационном энергетическом реакторе (NRD) и на исследовательских реакторах (NRX, NRU, WR1) было проведено 25 экспериментов по облучению тория.

Облучению подвергалось ториевое топливо от чистого природного  $\text{ThO}_2$  до  $\text{ThO}_2 + 30\%$  масс.  $\text{UO}_2$ . Обогащение  $^{235}\text{U}$  достигало 70–93%. Достигнутое выгорание — 43 МВт·сут/кг при максимальном линейном энерговыделении 75 кВт/м [30]. Особый интерес представляют эксперименты (51 испытание), осуществленные на демонстрационном энергетическом реакторе NRD в 1977–1987 гг. Облучению подвергались 19-элементные стандартные сборки NRD с  $\text{ThO}_2$ . В качестве делящегося вещества использовали высокообогащенный (93%  $^{235}\text{U}$ ) уран в виде  $\text{UO}_2$  (в двух сборках содержание  $\text{UO}_2$  в топливе составляло 2,6% масс., в двух других — 1,45% масс.). Испытания проводились при энерговыделении <30 кВт/м до выгорания 47 МВт·сут/кг. Аналогичные результаты были получены и при более высоком энерговыделении до 48 кВт/м и выгорании 41 МВт·сут/кг.

Проведенные АЕСЛ испытания ториевого топливного цикла показали, что в одинаковых условиях рабочие характеристики ториевого топлива на основе  $\text{ThO}_2$ , как правило, оказываются выше аналогичных характеристик уранового ( $\text{UO}_2$ ) топлива. Для ториевого топлива отмечено более низкое выделение газообразных продуктов деления, распухание, более низкие напряжения оболочки ТВЭЛов.

В Германии на АЭС Lingen с реактором BWR мощностью 60 МВт эл. в 1973 г. проводились испытания ториевого топлива. Ториево-плутониевое металлическое топливо облучалось только в испытательных ТВЭЛах. В период с 1967 по 1968 г. в Германии 750 недель работал экспериментальный реактор AVR (Объединение «Исследовательский реактор Юлих») мощностью 15 МВт — первый немецкий высокотемпературный реактор (HTR) с насыщенным бланкетом (рис. 1.2).

Большую часть времени эксплуатации (95%) реактор работал с топливным сердечником в виде микросфер  $\text{ThO}_2\text{--}^{233}\text{UO}_2$  с высокообогащенным



ураном. Общий вес топлива — 1360 кг. В реакторе AVR были проведены испытания микросферических ТВЭЛов  $(Th,U)C_2$ ,  $(Th,U)O_2$  с покрытием BISO и  $(Th,U)O_2$ , с высокообогащенным ураном и покрытием TRISO. Плотность энерговыделения — 2,6 МВт тепл./м<sup>3</sup> при максимальной температуре 1350 °С. Достигнутое выгорание топлива — более 140 ГВт·сут/т. Реактор AVR благодаря своей конструкции привлек повышенное внимание и зарекомендовал себя как исключительно перспективный вариант. Реактор работал стабильно. Реактор THTR мощностью 300 МВт эл. работал с 1968 по 1989 гг. Плотность энерговыделения — 6,0 МВт тепл./м<sup>3</sup>, достигнутое выгорание 150 ГВт·сут/т. Топливный сердечник в виде микросфер из  $(Th,U)O_2$ . Температура гелиевого теплоносителя (вход/выход) — 270/750 °С. К сожалению, на реакторе THTR часто возникали серьезные аварийные ситуации, обусловленные технологическими ошибками.



**Рис. 1.2.** AVR (Jülich), Германия, Северный Рейн — Вестфалия (см. цв. вклейку)

Необходимо отметить, что эти технические неудачи не повлияли на ядерно-теоретическую концепцию самой конструкции реактора, способного обеспечить высокий уровень выгорания. Аналогичная ситуация сложилась и для реактора Fort St. Vrain (США).

В Великобритании реактор HTGR Dragon мощностью 20 МВт тепл. работал с 1966 по 1973 годы в городе Уинфит. Использовались призматические ТВС с трубчатыми ТВЭЛами и оксидным  $(Th,U)O_2$  топливом. Соотношение Th и высокообогащенного урана в топливе равнялось 10/1, покрытие TRISO. ТВЭЛы облучались в течение 741 полных эффективных суток. Плотность энерговыделения — 14 МВт тепл./м<sup>3</sup>. Эксплуатация реактора Dragon проходила в рамках совместного проекта, в котором, наряду с Великобританией, участвовали Австрия, Дания, Швеция, Норвегия и Швейцария. Ториево-урановое топливо способно было работать в реакторе в течение шести лет. Реактор создавал температуру выше 1000 °С, но в этих условиях графит имел тенденцию сжиматься. Было продемонстрировано выгорание до 100000 МВт·сут/т.

Индия — единственная страна, которая не прекращала исследования ториевого цикла. В этой стране мало ресурсов урана, но она имеет зна-



чительную часть мировых запасов тория. Использование тория для крупномасштабного производства энергии является составной частью ядерно-энергетической программы страны [31]. Начало исследований ториево-топливного цикла в Индии связано с именем Хоми Бхабха, основавшего в 1954 г. Индийский департамент по атомной энергии и в последующем сформулировавшего ядерную программу строительства АЭС с тяжеловодными ядерными реакторами PHWR. Ключевым пунктом программы является использование тория. Долгосрочная цель ядерной программы Индии состоит в том, чтобы разработать усовершенствованный ториевый цикл тяжеловодных реакторов.

В 1996 г. в городе Калнаккаме в качестве источника нейтронов был запущен экспериментальный исследовательский реактор Kamini мощностью 30 кВт, работавший на  $^{233}\text{U}$ , полученном путем предварительного облучения  $\text{ThO}_2$  на бридерном реакторе мощностью 40 МВт. Первым в мире реактором, в котором для выравнивания мощности в активной зоне использовался не обедненный уран, а торий [30], был первый энергоблок АЭС Какрагар [31]. В Индии проводятся испытания по длительному облучению ториевых ТВС в энергетических реакторах PHWR: в реакторы на АЭС Какрагар-1 и Какрагар-2 мощностью 200 МВт эл. было загружено по 500 кг ториевого топлива ( $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$ ). Этот вид топлива запланировано использовать и в реакторах PHWR на АЭС Kaiga-1 и Kaiga-2 мощностью 200 МВт эл., и на АЭС Rajasthan-3 и Rajasthan-4 [31]. В каждый из этих реакторов загружено по 19 ТВЭЛов.

## 1.5. Результаты исследования ТТЦ

Данные, полученные при исследовании ТТЦ в различных реакторных системах, позволили выявить достоинства и недостатки этого топливного цикла [8, 14, 24, 25, 29]. Нейтронно-физические характеристики элементов радионуклидной пары  $^{232}\text{Th}\text{-}^{233}\text{U}$  создают принципиальную возможность повышения безопасности и надежности работы ядерных реакторов, улучшения их технико-экономических показателей. Образующийся в результате ядерных превращений  $^{233}\text{U}$  имеет самый высокий выход нейтронов при делении за один акт поглощения теплового нейтрона. Это делает его энергетически более выгодным для тепловых реакторов, чем  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , и позволяет достичь наиболее высокого коэффициента воспроизводства топлива и самокомпенсации реактивности в процессе работы тепловых реакторов.

В ТТЦ в существенно меньшем количестве, чем в урановом и особенно в плутониевом, накапливаются высокоактивные плутоний и минорные ак-

тиниды (Am, Np, Cm), а также долгоживущие продукты деления. В ТТЦ нептуния, америция и самария нарабатывается в  $\sim 10^2$ ,  $\sim 10^5$  и  $10^{-6}$  раз меньше по сравнению с урановым циклом. Использование ТТЦ упрощает решение задачи локализации и захоронения радиоактивных отходов [32]

Поскольку  $U^{233}$ , произведенный в ториевом топливном цикле, неизбежно загрязнен  $^{232}U$  (при содержании  $^{232}U$  в количестве  $10^{-5}$ – $10^{-4}\%$  жесткое  $\gamma$ -излучение увеличивается на 10–15%) и при большем его содержании требуются дополнительные меры защиты, то это ядерное топливо в какой-то мере защищает себя от хищений.

Ториевое топливо обладает рядом благоприятных физических и химических свойств по сравнению с ураном, имеет более высокую температуру плавления металлического тория  $1700^\circ C$  и диоксида тория  $3370^\circ C$ . Диоксид тория характеризуют более высокая теплопроводность и низкий коэффициент термического расширения. Такая повышенная стойкость  $ThO_2$  обеспечивает высокую степень выгорания ( $\sim 100$  МВт·сут/т) и допускает высокотемпературные режимы работы реактора. Уран-233 сохраняет свои ценные нейтронно-физические качества при высокой температуре лучше, чем  $^{235}U$  и  $^{239}Pu$ . Следует учитывать и тот факт, что  $ThO_2$ , в отличие от  $UO_2$ , не склонен к дальнейшему окислению.

Специфическая возможность применения тория заключается в сжигании избыточного оружейного плутония. Для военных целей, в основном в США и СССР, было произведено более 250 т оружейного плутония [8, 30]. Ториевый топливный цикл обладает большой возможностью для сжигания плутония (энергетического или оружейного) без необходимости его рециклирования. По данным работы [33], при использовании ториевого цикла запасы накопленного плутония могут быть быстро снижены.

В реакторе LWR при облучении  $ThO_2$ -матрицы на 1 МВт·сут образуются в 6 раз меньше  $^{239}Pu$ , чем при урановом топливе. Количество тория в активной зоне реактора не ограничено коэффициентом Доплера, как в случае сжигания плутония с использованием инертных матриц [8]. Исследование  $ThO_2$ – $PuO_2$  топлива в США в рамках проекта NERI показало, что в одной АЗ можно сжечь до 75% плутония в топливе. По данным работы [34], активная зона в реакторе RTF может быть легко адаптирована для сжигания плутония. Для этого до 20% обогащенного урана замещается плутонием, а в бланкет добавляют некоторое количество природного урана для денатурирования  $^{233}U$ , образующегося из  $^{232}Th$ . Скорость разрушения плутония в RTF очень высока. При тепловой мощности реактора 3400 МВт скорость сжигания энергетического плутония составляет 743 кг/год, а оружейного плутония — 677 кг/год.

Исследования возможности сжигания плутония в ториевом цикле проводились в Канаде, Японии, Германии, России и других странах [8].

К достоинствам ТТЦ относится и возможность образования так называемого денатурированного топлива путем смешивания  $^{233}\text{U}$  с природным или обедненным ураном. Такое топливо из-за трудности химического разделения составляющих продуктов обладает повышенной защищенностью от ядерного распространения. Ядерное топливо  $^{233}\text{U}$ – $^{238}\text{U}$  приводит к образованию плутония и увеличивает токсичность облученного ториевого топлива.

Ядерные реакторы на ториевом топливе более безопасны, чем на урановом, поскольку не обладают запасом реактивности. Поэтому никакие разрушения аппаратуры реактора не способны вызвать неконтролируемую цепную реакцию. Кроме того, торий в 3–4 раза более распространен в земной коре, чем уран. Природный торий практически состоит из одного изотопа  $^{232}\text{Th}$ , и его вовлечение в топливный цикл, в отличие от урана, не требует трудоемкого разделения изотопов.

*Одним из основных недостатков* ториевого топливного цикла является тот факт, что конструкция реакторов, работающих только на тории, не может быть реализована, так как естественный торий не содержит делящихся изотопов. Чтобы достигнуть критичности, необходимо использовать (хотя бы на начальном этапе) делящийся материал —  $^{235}\text{U}$  или плутоний.

К недостаткам ториевого топливного цикла относится протактиниевое отравление реактора и накопление  $^{232}\text{U}$  с периодом полураспада 72 года, обладающего жестким  $\gamma$ -излучением (до 2,6 МэВ). Поэтому в закрытом топливном цикле производство топлива на основе  $^{233}\text{U}$  должно быть организовано при полной защите от  $\gamma$ -излучения и дистанционном управлении всеми операциями цикла. При использовании тория в открытом топливном цикле для нейтронной эффективности необходимы высокие степени выгорания ( $\sim 100$  ГВт·сут/кг).

Торий — рассеянный элемент, не образующий собственных руд и месторождений. Вскрытие монацита (основного сырья для получения тория) — процесс намного более сложный, чем вскрытие большинства урановых руд. Поэтому торий и его соединения дороже аналогичных соединений на основе урана.

Недостаточно отработана и технология переработки отходов ториевого топливного цикла. Считается, что ториевый топливный цикл в целом дороже уранового [24].

Исследование ториевого топливного цикла показало, что этот вид топлива может быть применен практически на всех действующих реакторных системах. Но в современной ядерной энергетике применяется уран-плутониевый топливный цикл. Так как нарабатываемый по этому циклу  $^{239}\text{Pu}$  является прекрасным делящимся материалом, в середине XX столе-

тия предполагалось, что будущее ядерной энергетике достаточно ясно. По этой причине развитие ядерной энергетике пошло по линии уже освоенного оборонной промышленностью уран-плутониевого цикла с использованием простых и удобных в эксплуатации реакторов с водяным охлаждением.

В связи с изменением политической обстановки в мире и накоплением большого количества оружейного плутония его дальнейшие наработки оказались в настоящее время ненужными. Однако развитие мировой цивилизации требует увеличения производства энергии, которое, по мнению многих специалистов, не может обойтись без ядерной энергетике. Кроме того, в последнее время возникли такие явления, как изменение климата и терроризм. Идеологам терроризма очень хотелось бы иметь ядерное оружие или хотя бы доступ к ядерным материалам. В связи с этим актуальным стал вопрос о нераспространении ядерных материалов, решение которого требует огромных усилий и значительных материальных затрат.

Что касается изменения климата, то ни у кого не возникает сомнения, что ядерная энергетика является в настоящее время единственным источником, который может обеспечить чистоту окружающей среды. Хотя после аварии на АЭС «Фукусима» ряд стран пересмотрели свои взгляды на использование ядерной энергии.

## 1.6. Перспективы использования тория в ядерной энергетике

Действующая в настоящее время атомная энергетика по ряду причин не является безопасной. Это стало особенно ясно после аварии на Чернобыльской АЭС и АЭС «Фукусима». Все существующие типы реакторов обладают большим запасом реактивности, поэтому при любых уровнях защиты вероятность ядерного взрыва при аварийной потере теплоносителя исключить нельзя. Принимаемые меры увеличения безопасности существующего типа реакторов стоят очень дорого и не исключают большого выброса радиоактивных продуктов в случае чрезвычайных ситуаций (диверсий, землетрясений). Таким образом, существующей ядерной энергетике внутренне присуща опасность. Кроме того, действующая атомная энергетика приводит к наработке огромного количества радиоактивных отходов. Они представляют самую большую опасность, поскольку чрезвычайно ядовиты, выделяют много энергии и долго живут. Захоранивать их с гарантией надежности сложно, а трансмутировать очень дорого.

Большие надежды возлагались в уран-плутониевом цикле на реакторы на быстрых нейтронах, которые, как считалось, позволяют включить в энергетике почти весь уран, переводя его в  $^{239}\text{Pu}$ . В этих же реакторах