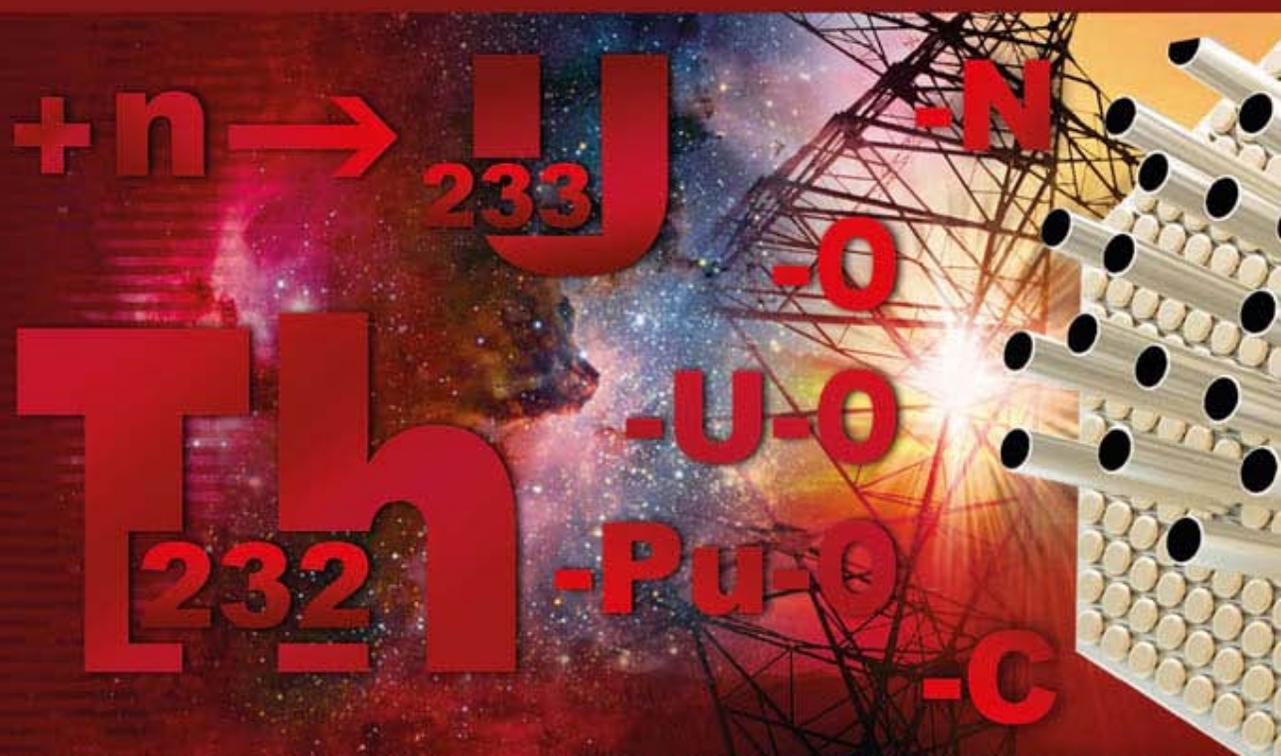


С.В. Алексеев, В.А.Зайцев

## ТОРИЙ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ



**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 непту-

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.1. 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 и 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>
Pb <sup>208</sup>	Торий С'' (ThC'')	$\alpha$ 8, 95		
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
Peach 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

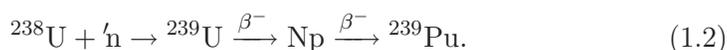
Примечание: топливо — микросферы из  $\text{ThO}_2\text{-UO}_2$

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 восполняемых 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 наработке 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 энергетика: проблему в обращении с радиоактивными отходами и высокую цену аварий на АЭС.