

## Ядерная энергетика и ресурсы тория

И. В. ЧИРКОВ

УДК 621.039:546.841

Прогнозы развития ядерной энергетики в настоящее время строятся, как правило, в расчете на использование только природного урана. Между тем существует и другое направление: создание конкурентоспособных АЭС с ториевыми (уран-ториевыми) реакторами различных типов и вовлечение в ядерную энергетiku запасов тория, потенциально больших, чем запасы урана.

В настоящей статье рассматривается потребность в уране развивающейся ядерной энергетике, приведены обоснования использования тория, сделан краткий обзор практического применения тория в реакторах с ториевым циклом и оценены в первом приближении (с позиции геолога) возможные масштабы использования тория в ядерной энергетике в перспективе.

### АЭС и потребности в уране

По оценкам в 1971 г. установленная мощность АЭС во всех капиталистических странах достигнет  $\sim 25$  Гвт (эл.) и к 1975 г. — 100—125 Гвт (эл.). На 1980 г. мощность АЭС оценивается в 230—340 Гвт (эл.). Доля АЭС в общей электроэнергетике мира повысится с 0,9 до 14% в 1980 г.

Каковы же потребности ядерной энергетики в уране? На ближайший период (до 1980 г.) эти цифры достаточно определились, поскольку главную роль будут играть урановые тепловые ядерные реакторы. Общая потребность в уране капиталистических стран к 1974—1975 гг. возрастет на 60—70%, а к 1980 г. ежегодное производство урана должно быть увеличено примерно в четыре раза, т. е. требуется от 62 до 86 тыс. т/год  $U_3O_8$ .

В США [1] ежегодная потребность в окиси урана для мощности АЭС 145 Гвт (эл.) определена к 1980 г. в 34 тыс. т, а интегральная

составляет 220 тыс. т. При этом удельный расход урана на 1 Гвт (эл.) установленной мощности АЭС снижается с 700—800 т в настоящее время до 250—300 т в конце 70-х годов. Реальность этой программы подтверждается уже заключенными контрактами на поставки более 63 тыс. т урана [2].

Если к количеству окиси урана в 220 тыс. т прибавить обычно учитываемый резерв на восемь—десять лет, то сумма возрастет примерно до 550 тыс. т. Все другие капиталистические страны за этот же период предполагают использовать в АЭС и на создание резерва более 400 тыс. т окиси урана. Всего, таким образом, до 1980 г. потребуется почти 1 млн. т окиси урана. Потребность в уране до 2000 г. даже при всемерном развитии быстрых реакторов-размножителей составит несколько миллионов тонн [3].

### Запасы и резервы урана и тория

В зарубежных публикациях о запасах урана в недрах принято подразделение на гарантированные, примерно соответствующие принятому в СССР понятию разведанных запасов, и на возможные дополнительные. Те и другие подразделяются по затратам на добычу и обогащение. Общепринятым является деление на запасы не дороже 22; 22—33 и 33—66 долл./кг  $U_3O_8$ . Из-за существенного ухудшения экономики АЭС с тепловыми реакторами использование запасов урана дороже 22 долл./кг в ближайшем будущем вряд ли будет осуществляться в крупных масштабах, хотя эти запасы и составляют несколько миллионов тонн. Поэтому представляет интерес сопоставить прежде всего приведенные выше цифры потребности в уране с запасами в недрах, из которых он может быть извлечен при затратах 11—22 долл./кг.

По последним оценкам гарантированные запасы  $U_3O_8$  составляют более 700 тыс. т (более

590 тыс. *t* в пересчете на металл) и возможные дополнительные — ~700 тыс. *t*. Следовательно, разведанных запасов дешевого урана может не хватить даже до 1980 г. Поэтому в 1965—1966 гг. в основных капиталистических странах — производителях урана — были возобновлены поисково-разведочные работы. Об интенсивности их можно судить по объемам бурения, в несколько раз превышающим объемы периода первого «уранового бума» (1955—1959 гг.). Однако трудно ожидать, чтобы в ближайшем будущем разведанные запасы дешевого урана достигли нескольких миллионов тонн. И неслучайно в зарубежной печати 1980—2000 гг. рассматриваются как период вероятного дефицита дешевого природного урана.

В общем балансе запасов ядерного горючего правомерно также учитывать уран, использованный для военных целей. С 1942 по 1968 гг. было добыто более 370 тыс. *t*  $U_3O_8$  (320 тыс. *t* в пересчете на металл); преобладающая часть этого урана (после частичного извлечения изотопа  $U^{235}$ ) осталась на складах в виде «отвального урана» главным образом в США [4]. Этот уран может быть использован в уран-плутониевых реакторах. Существенно, что цена на него составляет только 2,5—3,0 долл/кг. Правда, этот резерв урана найдет применение в основном, по-видимому, в конце 80-х годов, так как в ближайшие 10—15 лет тепловые реакторы могут обеспечить плутонием сравнительно небольшое число быстрых реакторов. Поэтому проблема обеспечения ядерной энергетики ураном является довольно острой, если продолжать игнорировать торий.

Сырьевую базу тория по сравнению с урановой можно считать гораздо более надежной. По последним оценкам разведанные достоверные запасы тория в капиталистических странах при затратах до 22 долл/кг  $ThO_2$  составляют более 450 тыс. *t* (в пересчете на металл) и возможные дополнительные запасы — ~760 тыс. *t*. Кроме того, ~30 тыс. *t* тория скопилось в отвалах урановых заводов в Канаде.

Таким образом, цифры запасов тория того же порядка, что и урана. Но этими запасами можно обеспечить значительно большие мощности АЭС, так как удельный расход тория на единицу мощности АЭС с тепловыми реакторами по сравнению с ураном [1, 2] в несколько раз меньше. Это позволит в случае необходимости использовать и более дорогой торий, поскольку топливная составляющая стоимости электроэнергии ториевых реакторов невелика —

10—15% [5, 6—8]. В этом одно из преимуществ тория перед ураном.

Важно подчеркнуть, что в отличие от большинства урановых практически все месторождения тория комплексные. Это повышает их ценность при рациональной эксплуатации.

Приведенные выше данные о запасах тория являются минимальными; потенциальные возможности здесь гораздо выше, чем для урана, так как поиски и разведка руд тория проводятся в относительно малых масштабах, в основном попутно.

Кроме запасов тория в недрах значительные количества этого металла (в виде оксалата, окиси, различных концентратов), как и урана, уже давно накапливаются в некоторых капиталистических странах в качестве «стратегических резервов». Данные о них почти не публикуются.

Только в США резервы тория измеряются, несомненно, тысячами тонн, если судить по открытым сведениям о количествах закупавшихся КАЭ и перерабатывавшихся монацитовых концентратов и других содержащих торий продуктов. Во Франции накоплено более 2500 *t* тория, импортированного в виде ураноторианитового концентрата с юга Мадагаскара. Эти резервы тория также могут быть использованы для ядерной энергетики.

Мировое (без СССР) производство тория составляет (по оценке автора 700—900 *t/год*). Ежегодно расходуется только 200—250 *t*, причем главным образом не для атомной техники (различные сплавы на основе магния для ракет и самолетов, огнеупорные изделия, в электронной промышленности и т. д.).

При оценке конкурентоспособности тория как ядерного горючего необходимо иметь в виду сравнительно низкие цены на ториевые концентраты и продукты. Монацитовые концентраты — один из источников тория — закупались в последние годы КАЭ США и УАЭ Великобритании по цене 1,5—2,5 долл/кг содержащейся в них окиси тория, а перепродавались другим странам по 5—7 долл/кг. Канада поставляет торий, получаемый попутно при переработке урановых руд, в виде оксалата и окиси по цене 5—7 долл/кг, тогда как цена на  $U_3O_8$  в концентратах 13—17 долл/кг. Опасаться роста цен на ториевые сырьевые материалы и продукты нет оснований. В перспективных расчетах развития ядерной энергетики принимается цена на окись тория 10—12 долл/кг [5, 9, 10], в то время как окись урана оценивается по 17—22 долл/кг [1, 5, 9, 10].

Цены на изотопы следующие:  $\text{Pu}^{239}$  — 5—7 (до 10) долл/г,  $\text{U}^{235}$  — 11—12 долл/г и  $\text{U}^{233}$  — 13—14 долл/г [5, 6].

### Некоторые обоснования использования тория

С каждым годом становится все больше сторонников применения тория в ядерной энергетике, которые считают, что при разработке долгосрочных программ ее развития без тория не обойтись. Дискуссионными являются по существу лишь сроки и масштабы использования тория. Теоретическими исследованиями и проектными разработками в настоящее время уже доказана целесообразность и экономичность применения тория в ядерной энергетике [5—18].

Одно из важных преимуществ тепловых ядерных реакторов на тории — возможность превращения практически всего тория в  $\text{U}^{233}$ , чего нельзя достигнуть, применяя уран и плутоний. Коэффициент воспроизводства (КВ) в ториевых конвертерах приближается к единице, а в тепловых размножителях он может достигать 1,10—1,15 [3,5]. В то же время на уран-плутониевом горючем этот коэффициент заметно меньше (около 0,5—0,6 и до 0,8 в тяжеловодных реакторах). В некоторых работах [5, 14, 17, 19] предполагается, что тепловые усовершенствованные реакторы-размножители на тории в будущем превзойдут по основным показателям даже быстрые уран-плутониевые размножители и обеспечат широкое использование ториевых ресурсов [5, 14, 17, 19]. Низкая стоимость электроэнергии является в данном случае более предпочтительным показателем, чем высокий КВ [17]. Очень большая энергонапряженность ядерного горючего, которую можно получить в некоторых типах тепловых ториевых реакторов, позволяет достигнуть малых времен удвоения, что делает такие реакторы конкурентоспособными даже с быстрыми уран-плутониевыми размножителями.

В освоенных тепловых водяных реакторах традиционных типов при некотором форсировании тепловой нагрузки ториевый топливный цикл экономически начнет вытеснять урановый уже в настоящее время [11]. Применение тория в АЭС может уменьшить потребность в уране по сравнению с урановым топливным циклом на порядок.

Расчеты показали, что в программах развития ядерной энергетики до 2010 г. для стран Западной Европы [9, 10] оптимальными оказались варианты комбинаций реакторов с одновременным использованием урана, тория и плу-

тония. Рекомендуется строительство урановых и ториевых усовершенствованных конвертеров, которые будут производить  $\text{U}^{233}$  и плутоний для последующего пуска быстрых реакторов с ториевым циклом. Сравнение тепловых уран-ториевых размножителей с быстрыми уран-плутониевыми показывает преимущество первых: достигается минимальная потребность в природном уране (1 млн. т) при очень низкой топливной составляющей.

При рассмотрении перспектив получения наиболее дешевой электроэнергии в будущем (порядка 0,15 цент/квт·ч при топливной составляющей 0,01—0,02 цент/квт·ч) расчеты строятся на использовании мощных АЭС с быстрыми уран-плутониевыми или тепловыми ториевыми реакторами [13].

Благодаря небольшой критической массе и другим «привлекательным» свойствам  $\text{U}^{233}$ , вероятно, будет эффективно применяться также в транспортных установках (значительное сокращение веса и улучшение их характеристик) и, кроме того, в космических ядерных ракетных двигателях [20].

Исходя из теоретических предпосылок, можно считать, что использование тория и  $\text{U}^{233}$  в промежуточных и быстрых реакторах, по-видимому, не менее перспективно, чем урана и плутония [5, 12, 21]. Например, в работе [12] предполагается применять торий в зоне воспроизводства уже строящихся и проектируемых в СССР быстрых реакторов БН-350, БН-600 и БН-1000 с использованием в активной зоне  $\text{Pu}^{239}$  или  $\text{U}^{235}$  и  $\text{U}^{238}$ . В реакторе БН-600 можно получать ежегодно до 170 кг чистого  $\text{U}^{233}$  (в том числе ~70 кг практически свободного от примеси  $\text{U}^{232}$ ). Аналогичное теоретическое расчетное исследование по применению тория в быстром реакторе проведено в Великобритании [22]. В пятилетнем плане развития ядерной энергетики Индии (1969—1974 гг.) предусмотрено проектирование быстрого реактора подобного же типа [8, 22].

### Практическое применение тория в ядерных реакторах

подавляющее большинство современных ядерных реакторов основано на использовании обогащенного или природного урана. Лишь на одной АЭС (Индиан-Пойнт, США) мощностью 292 Мвт (эл.) в реакторе с водой под давлением наряду с ураном используется торий. В 1962 г. она достигла проектной мощности и уже несколько раз была остановлена

для извлечения  $U^{233}$ . Для первой загрузки ее реактора потребовалось 19 т металлического тория и для подпитки расходовалось до 9,4 т/год.

Однако в последние годы создано довольно много опытных тепловых реакторов на тории, часть которых рассматривается в качестве прототипов будущих крупных АЭС. К настоящему времени число реакторов на тории, включая экспериментальные сборки, превышает 26 (около 5% общего количества реакторов в мире). Исследования по ториевым реакторам ведутся в нескольких направлениях.

Значительную популярность приобрели различные высокотемпературные реакторы усовершенствованных конструкций с газовым (чаще гелиевым) теплоносителем и графитовым замедлителем (НТР, НТГР, AVR, «Драгон»). Недостаток этих реакторов заключается пока в относительно высокой стоимости твэлов с графитовой матрицей, которая снижает экономический эффект от сравнительно высокого КВ. Опыт эксплуатации реакторов такого типа получен в Пич-Боттоме (США) — НТГР мощностью 40 Мвт (эл.), в Уинфрите (Великобритания) — «Драгон» мощностью 20 Мвт (эл.) и в Юлихе (ФРГ) — AVR мощностью 15 Мвт (эл.) В ФРГ также строится высокотемпературный реактор мощностью 25 Мвт (эл.) в Гестахте [5, 14, 16, 23—25].

Положительный опыт работы названных прототипных реакторов дал возможность приступить к строительству относительно крупных АЭС. В Форт-Сент-Врейне (США) с 1968 г. строится АЭС мощностью 330 Мвт (эл.) типа АЭС в Пич-Боттоме [4, 24]. На основе реактора «Драгон» в Уинфрите проектируется крупная АЭС мощностью 630 Мвт (эл.) [25]. В ФРГ закончена проектная разработка АЭС мощностью 300 Мвт (эл.) на основе опыта эксплуатации реактора AVR в Юлихе. Окончание строительства предполагается в 1974 г. [16, 23]. В названных трех странах проведены, кроме того, расчетные исследования по сооружению высокотемпературных ториевых реакторов с газовым охлаждением мощностью 600; 1000 и 1200 Мвт (эл.). В третьей программе развития ядерной энергетики ФРГ (1968—1972 гг.) отмечалось, что приоритет останется за развитием тепловых ториевых высокотемпературных и быстрых плутониевых реакторов [16, 23].

Перспективно применение тория в тяжеловодных реакторах (типа НWR, CANDU и др.) [9, 26]. В США и Канаде в таких реакторах в течение последних лет проводились экспери-

менты с ториевым горючим. Изучение этого вопроса ведется в ФРГ применительно к реактору мощностью 300 Мвт (эл.). Жидкотопливный тепловой реактор-размножитель с суспензией урана и тория в тяжелой воде (KSTR) исследуется в Нидерландах [9]. В Индии (совместно с США и Канадой) разрабатывается проект создания крупной АЭС с ториевым тяжеловодным реактором [26]. В конце 1969 г. в Великобритании запатентована новая конструкция сферических твэлов для теплового тяжеловодного реактора-размножителя с КВ  $U^{233}$  1,05; теоретически максимально возможный КВ составляет 1,3 [27].

Третье весьма многообещающее направление использования тория — в реакторах с расплавленной солью (MSR, MSRE, MSBR, «Мозель») [5, 7, 13, 14, 17—19]. Наиболее привлекательными их особенностями являются отсутствие твэлов, непрерывная очистка от газообразных осколков деления, малое потребление ядерного горючего и возможность работы в режиме размножителей (MSBR) с КВ до 1,1. Удачный опыт эксплуатации такого гомогенного реактора получен в Ок-Ридже (США) на реакторе MSRE мощностью 8 Мвт (т.), пущенном в 1965 г. на  $U^{235}$ . Важное событие последнего времени — пуск в октябре 1968 г. в Ок-Ридже реактора MSRE на  $U^{233}$  [17, 18, 28]. Это первый в мире экспериментальный реактор мощностью 8 Мвт (т.) с расплавленной солью, который позволил через год получить необходимые исходные данные для проектирования промышленных реакторов, основанных на топливном цикле Th —  $U^{233}$ . Для первоначальной загрузки потребовалось 34 кг  $U^{233}$ . Более мощные [25—50 Мвт (эл.)] прототипы таких реакторов уже проектируются, и рассчитан полномасштабный реактор мощностью 1000 Мвт (эл.).

Расчетные и экспериментальные исследования по ториевому топливному циклу проведены применительно и к реакторам других типов. Так, в Элк-Ривере (США) с 1964 г. работает кипящий водяной реактор мощностью 22 Мвт (эл.) со смешанным уран-ториевым горючим [29]. В действующий демонстрационный реактор мощностью 100 Мвт (эл.) в Шиппингпорте (США) предполагается в 1974 г. загрузить новое горючее из окиси тория [30]. Проект предусматривает проверку возможности создания легководного ториевого реактора-размножителя. В Индии в действующем тяжеловодном урановом реакторе «Цирус» мощностью 40 Мвт с 1967 г. проводится облучение тория с целью получения  $U^{233}$  [31]. Кроме того, наме-

чено построить небольшой (10 Мвт) ториевый реактор-размножитель. В Бразилии разработан (совместно с Францией) проект АЭС с ториевым реактором «Инстинто» на 300 Мвт(эл.) [32], строительство которого намечено начать в 1972 г. Имеются отрывочные сведения о работах по применению тория в реакторах других стран — Дании, Бельгии, Швейцарии, Италии, Франции, Швеции, КНР, Японии, Австралии.

Необходимо отметить, что в США началось накопление  $U^{233}$ . К концу 1967 г. его было получено (главным образом из реакторов АЭС в Индиан-Пойнте, Элк-Ривере и Пич-Боттоме) 730 кг [29]. Из этого количества намечалось использовать 410 кг. Небольшие количества этого ценного изотопа имеются, очевидно, и в других странах.

### Потребности в тории для ядерной энергетики

В настоящее время потребность в тории велика — 20—30 т/год. Использование тория задержалось на несколько десятилетий из-за больших технологических трудностей в ториевом топливном цикле (отравление протактинием и т. д.); существенные затруднения возникали, в частности, при очистке  $U^{233}$  от сопутствующих ему изотопов, особенно от  $U^{232}$ . Лишь в самые последние годы в связи с совершенствованием ядерной техники эти трудности почти полностью устранены. Из-за более позднего начала исследований большинство перспективных ториевых реакторов еще слабо разработано. Затруднения были также связаны с необходимостью первичной загрузки ториевых реакторов высокообогащенным  $U^{235}$ . Реакторы усовершенствованных конструкций с ториевым циклом в инженерно-техническом плане пока несколько сложнее традиционных урановых. Радиохимическая промышленность для тория по существу еще только начинает создаваться. Развившаяся за 25—30 лет своего существования крупная урановая промышленность, ее высокая конкурентоспособность и постоянное совершенствование — очень большой тормоз для загромождающейся ториевой промышленности.

При оценке перспектив использования тория необходимо учесть происшедший недавно перелом в отношении признания его конкурентоспособности с ураном, уже определившиеся тенденции развития ядерной энергетики, а также преимущества, которые для тория в сравнении с ураном можно считать теперь доказан-

ными. При дальнейшем совершенствовании наиболее экономичных, удачных в конструкционном и технологическом отношении опытных реакторов большие потенциальные возможности уран-ториевого топливного цикла будут, вероятно, воплощены в крупных АЭС.

Сейчас уже нет никаких непреодолимых технологических трудностей, которые препятствовали бы применению тория. Проблема состоит только в инженерной доработке ториевых реакторов, в экономике и положении дел с ураном — конкурентом тория. Приведенные выше данные о начавшемся в последние годы практическом использовании тория в реакторах некоторых стран и проекты строительства промышленных АЭС на тории по существу уже подтверждают теоретические прогнозы сторонников применения тория. К середине 70-х годов будет, вероятно, не менее пяти-шести действующих промышленных АЭС с уран-ториевыми реакторами суммарной мощностью 2000—2300 Мвт(эл.).

Хотя еще далеко не ясно, в каких конкретно количествах, в каком отношении с ураном и какими темпами будет расти потребление тория, порядок цифр в первом приближении в настоящее время определить уже можно. Причем сроки и масштабы ввода быстрых уран-плутониевых реакторов-размножителей, видимо, не могут решающим образом повлиять на использование тория, поскольку экономическая конкурентоспособность последнего сохраняется.

В приближенном расчете, результаты которого приведены в таблице, общие установленные мощности АЭС к концу столетия приняты равными 2000 Гвт(эл.). Темпы роста мощностей АЭС на тории весьма умеренные, но опережающие по сравнению с темпами роста АЭС на уране — условно от 1,5 до 20% с замедлением прироста в конце периода в связи с возрастающим с 80-х годов значением быстрых реакторов на плутонии, в которых будет применяться дешевый  $U^{233}$ .

В расчете потребности ядерной энергетики в тории использованы данные о действующих и проектируемых АЭС на ториевом и смешанном уран-ториевом горючем. Для загрузки тепловых конвертеров и размножителей в настоящее время требуется тория 60—200 т/Гвт(эл.), а в смешанном уран-ториевом цикле быстрых реакторов значительно меньше — 25—60 (до 100) т. Кроме того, за 20—30-летний срок службы АЭС дополнительно сжигается до 50% количества первоначальной

Ориентировочная потребность в тории до 2000 г.

Годы	Общая установленная мощность всех АЭС, Гвт (эл.)	АЭС на тории, % от общей установленной мощности	Установленная мощность АЭС на тории, Гвт (эл.)	Потребности в тории, т		
				в среднем за пять лет на каждый Гвт (эл.)	ежегодные	всего за период
1971	25	1,5	0,4	116	50	50
1972	40	1,5	0,6			
1973	75	1,2	0,9			
1974	100	2,0	2,0			
1975	115	2,0	2,3			
1976	160	2,2	3,5	94	340	1 060
1977	200	2,3	4,6			
1978	250	3,0	7,5			
1979	270	3,5	9,5			
1980	300	4,0	12,0			
1981	340	4,5	15,3	87	1 300	5 500
1982	390	5,0	19,5			
1983	450	5,5	24,7			
1984	510	6,0	30,6			
1985	580	6,5	37,7			
1986	640	7,5	48,0	76	3 900	19 300
1987	700	9,0	63,0			
1988	780	11,5	89,7			
1989	860	13,0	111,8			
1990	950	14,0	133,0			
1991	1050	15,0	158,0	71	11 500	60 800
1992	1150	16,0	184,0			
1993	1270	17,0	216,0			
1994	1400	17,5	245,0			
1995	1500	18,0	270,0			
1996	1600	18,5	296,0	67	20 600	146 600
1997	1700	19,0	323,0			
1998	1800	19,5	351,0			
1999	1900	20,0	380,0			
2000	2000	20,5	410,0			

загрузки, и примерно столько же тория необходимо иметь в обороте для радиохимического передела. Нормативы расхода тория приняты минимальными с ориентацией на использование уже с 70-х годов наиболее экономичных типов усовершенствованных тепловых реакторов — конвертеров и размножителей, а в 80-х годах предусмотрен частичный переход на уран-ториевые быстрые размножители. Создание резервов тория нигде не учтено.

Конечно, предполагаемые масштабы потребления тория по сравнению с ураном незначительны, на порядок меньше. Но и за счет этого тория можно сэкономить минимально 500—800 тыс. т природного урана.

Приведенные выше данные о потребности в тории на 30 лет могут оказаться заниженными, если будут реализованы рекомендации Ок-Риджской национальной лаборатории (США) начать массовое строительство ториевых реакторов как наиболее экономичных уже в 70-е годы. Более высокие темпы «внедрения» тория в ядерную энергетику возможны в случае форсирования ее развития на основе традиционных типов АЭС вплоть до 90-х годов при задержке широкого промышленного освоения быстрых реакторов-размножителей. Опасность дефицита дешевого природного урана в этом случае может возникнуть раньше и в более крупных масштабах.

Как бы ни казалось относительно благополучным состояние минерально-сырьевой базы тория в сравнении с потребностями в тории ядерной энергетики, уже в ближайшем будущем следует ожидать расширения поисково-разведочных работ на руды тория с тенденцией на улучшение их качества. Как известно, от открытия месторождений до их промышленного освоения проходит до десяти лет, а иногда и более. Поэтому увеличение разведанных запасов тория в недрах и постепенное наращивание мощностей горнодобывающих и перерабатывающих предприятий — процесс неизбежный, особенно если учесть вероятный рост потребности в тории и для неядерных отраслей промышленности.

\* \* \*

На основании изложенного выше можно сделать следующие выводы:

1. Определившееся в последние годы бурное развитие ядерной энергетики связано с ростом потребности в уране, измеряемым миллионами тонн. Это сопряжено с опасностью истощения разведанных и перспективных запасов дешевого урана, если не будет эквивалентной замены его торием или задержится широкое промышленное освоение быстрых реакторов-размножителей.

2. Торий может быть полноценным и даже более эффективным и экономичным заменителем урана. Применение тория позволит очень существенно (в несколько раз) снизить расход урана и избавит от необходимости прибегать к разработке дорогих руд. Запасы и резервы тория, численно почти такие же, как и урана, являются гораздо более надежным источником ядерного горючего, поскольку удельный расход тория на единицу мощности АЭС в несколько раз меньше. Цены на ториевое минеральное сырье в два-три раза ниже цен природного урана.

3. Технологические и инженерные трудности, препятствовавшие до последних лет широкому использованию тория в атомной технике, носят временный характер и в настоящее время успешно преодолеваются.

4. Одно из важных преимуществ реакторов на тории — возможность получить почти полное воспроизводство горючего в тепловых конвертерах, т. е. превратить практически весь торий в  $U^{233}$ . Лучшее использование делящихся ядер в ториевом цикле позволяет преобразовать конвертеры усовершенствованных конструкций в тепловые размножители (с КВ до 1,10—

1,15), которые уже в ближайшие годы могут дать самую дешевую электроэнергию.

5. Ториевые тепловые конвертеры и тепловые размножители конструкционно проще быстрых размножителей. Поэтому они могут явиться переходными от ныне господствующих традиционных реакторов к наиболее экономичным быстрым реакторам.

Тепловые ториевые конвертеры и размножители и в будущем могут быть конкурентоспособными с уран-плутониевыми размножителями.

6. Использование тория в быстрых реакторах-размножителях (с КВ до 1,4—1,5), по-видимому, не менее перспективно, чем урана и плутония. Имеется, например, возможность применить торий в зоне воспроизводства с целью получения чистого  $U^{233}$  в уже строящемся в СССР уран-плутониевом реакторе БН-350 и проектируемых — БН-600 и БН-1000.

7. Основной вопрос судьбы тория — конкурентоспособность его с ураном — в настоящее время решается положительно. Это показано как технико-экономическими расчетами оптимизации долгосрочных программ развития ядерной энергетики, так и практическим использованием тория в опытных реакторах многих типов, а также проектными разработками промышленных АЭС.

8. Ориентировочный расчет показал, что уже к 1980 г. для ядерной энергетики могут потребоваться тысячи тонн тория, а в последующие десятилетия потребление его достигнет десятков тысяч тонн.

Есть основания полагать, что данная оценка является минимальной, «вытеснение» урана торием может быть большим, чем в отношении до 4 : 1 (к 2000 г.). Теперь уже можно утверждать, что в недалеком будущем спрос на торий будет значительным.

9. Рост потребности в тории неизбежно приведет к расширению геологических работ по увеличению разведанных запасов тория, наращиванию мощностей горнодобывающих и перерабатывающих предприятий, совершенствованию способов обогащения комплексных руд и переработки торийсодержащих концентратов и отходов с целью извлечения тория.

В заключение автор считает принятым делом выразить благодарность А. И. Лейпунскому, С. М. Фейнбергу, В. М. Мурогову за консультации и Д. Я. Суражскому, А. П. Зефирову, Н. М. Синеву, Г. М. Лямкину, Д. И. Скоротову, Б. И. Якушенкову, а также товари-

щам по работе за полезные советы и критические замечания при подготовке рукописи к печати.

Поступил в Редакцию 8/IX 1970 г.  
В окончательной редакции 30/XI 1970 г.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Atomic Energy Clearing House, 17, No. 46, 42 (1967).
2. Ibidem, 15, No. 21, 9 (1969).
3. А. И. Лейпунский и др. «Атомная энергия», 25, 380 (1968); С. М. Фейнберг. Там же, 25, 363 (1968).
4. D. Bell. Canad. Mining and Metallurg. Bull., 60, No. 666, 450 (1967).
5. Utilization of Thorium in Power Reactors. Technical Reports Series, No. 52. Vienna, IAEA, 1966.
6. L. Lang. Nucl. Appl., 5, No. 5, 302 (1968); «Атомная техника за рубежом», № 9, 22 (1969).
7. С. В. Брюнин. «Атомная техника за рубежом», № 9, 11 (1969).
8. В. В. Батов. «Атомная техника за рубежом», № 3, 3 (1970).
9. I. Wepf. Доклад № 163, представленный Нидерландами на VII Конгресс Мировой энергетической конференции (Москва, август 1968).
10. P. Margen. Nucl. Engng, No. 147, 669 (1968); «Атомная техника за рубежом», № 4, 8 (1969).
11. С. М. Фейнберг. Доклад № SM-105/42, представленный СССР на Симпозиум по экономическим аспектам ядерного топлива (Готвальдов, ЧССР, 1968).
12. А. И. Лейпунский, В. М. Мурогов, М. Ф. Троянов. Доклад на Совещании экспертов по использованию тория (Вена, 1966). Вена, МАГАТЭ, 1967.
13. A. Weinberg. Kernenergie, H. 7, 181 (1968); «Атомная техника за рубежом», № 6, 3 (1969).
14. Kerntechnik, 10, No. 8/9, 424 (1968); Nucleonics Week, 9, No. 45, 7 (1968).
15. В. С. Смирнов. «Атомная техника за рубежом», № 10, 3 (1969).
16. H. Krämer. Kerntechnik, 11, No. 9/10, 497 (1969).
17. M. Rosental et al. Nucl. Engng, No. 159, 420 (1969); «Атомная техника за рубежом», № 12, 3, (1969); Chem. Engng, 75, No. 23, 48 (1969).
18. E. Bettis, R. Robertson. Nucl. Appl. and Technol., 8, No. 2, 190 (1970).
19. Scient. Amer., 218, No. 6, 44 (1968).
20. J. Spacecraft and Rockets, 4, No. 12, 1592 (1967).
21. Nucl. Engng, No. 148, 741 (1968).
22. Nucl. News, 11, No. 5, 17 (1968).
23. Atomwirtschaft, 14, No. 3, 128; No. 4, 171 (1969); Appl. Atomic, No. 667, 4 (1968).
24. Electrical World, 170, No. 10, 27 (1968).
25. R. Saunders. Atompraxis, 2, 96 (1969).
26. Atomic Energy Australian, 11, No. 2, 14 (1968); J. Brit. Nucl. Energy Soc., 7, No. 4, 278 (1968).
27. Electrical Rev., 185, No. 21, 765 (1969).
28. Nucl. Engng, No. 150, 901 (1968); Chem. Engng News, 47, No. 24, 77 (1969).
29. Nucleonics Week, 7, No. 19, 3 (1966).
30. Ibidem, 10, No. 10, 1; No. 37, 4 (1969).
31. Nucl. India, 5, No. 5, 6; No. 11—12, 6 (1967). Nucleonics Week, 10, No. 34, 7 (1969).
32. Atomwirtschaft, 13, No. 11, 518 (1968).

### Уважаемые читатели!

Если Вы хотите приобрести отдельные номера журнала «Атомная энергия», извещайте нас об этом за 1,5 — 2 месяца до выхода интересующего Вас номера в свет (в марте заказывайте майский выпуск, в апреле — июньский и т. д.). Заявки шлите по адресу: Москва, Центр, ул. Кирова, 18, редакция журнала «Атомная энергия».

Редакция