

## ИЗ ИСТОРИИ ФИЗИКИ

История реализации ториевого режима  
в советском Атомном проекте

Г.В. Киселев, В.Н. Конев

*Представлены результаты изучения архивных документов, относящихся к истории реализации ториевого режима в промышленном тяжеловодном реакторе ОК-180, осуществленный впервые в мире в нашей стране. Кратко изложены результаты расчетного и экспериментального изучения особенностей ториевого режима для различных вариантов тяжеловодных ядерных реакторов, включая гомогенный реактор и реактор с газовым (гелиевым) охлаждением. Приводится информация об основных правительственных решениях и этапах разработок и создания реактора ОК-180 для работы его в ториевом режиме. Ранее материалы о реализации ториевого режима тяжеловодного ядерного реактора ОК-180 не публиковались.*

PACS numbers: 01.65. + g, 28.41 – i, 28.50. – k

DOI: 10.3367/UFNr.0177.200712i.1361

## Содержание

1. Введение (1361).
2. Физические особенности ториевого режима в ядерном реакторе (1362).
3. Концептуальные подходы к ториевой проблеме в период Атомного проекта (1362).
4. Хроника основных событий (1364).
5. Коллегиальные обсуждения Научно-техническим советом ПГУ ториевой проблемы (1364).
6. Основные научно-технические задачи по ториевому режиму (1365).
7. Основные организационные решения (1366).
8. Расчетное обоснование ториевых режимов тяжеловодных реакторов (1372).  
8.1. Концептуальные исследования ториевых режимов. 8.2. Ториевый режим в промышленных тяжеловодных реакторах № 7 и № 7А.
9. Тяжеловодные реакторы с газовым охлаждением (1374).
10. Энергетические тяжеловодные реакторы в ториевом цикле (1375).
11. Сырьевая база тория (1376).
12. Изготовление топливных и фертильных материалов (1377).
13. Экспериментальные работы в обоснование характеристик реактора (1377).  
13.1. Изучение ядерных свойств тория и урана-233. 13.2. Изучение физико-химических свойств тория под облучением. 13.3. Изучение коррозионных свойств тория и проблема покрытия.
14. Конструкция реактора № 7, его пуск и эксплуатация (1379).

15. Перспективы (1381).
  16. Заключение (1382).
- Список литературы (1382).

## 1. Введение

За 50 лет существования атомной энергетики внимание российских и зарубежных исследователей постоянно привлекал ториевый ядерный топливный цикл в качестве резервного направления при исчерпании дешевого урана. В начальный период работ по Атомному проекту результаты исследований Лаборатории № 3 послужили основой для осуществления ториевого режима в тяжеловодном реакторе № 7 (ОК-180) комбината № 817 (ныне ПО "Маяк") в середине 50-х годов под научным руководством академика А.И. Алиханова, который был реализован впервые в мировой практике реакторостроения. Однако информация о работах по ториевому режиму в СССР до настоящего времени не опубликована. В предлагаемой читателю статье на основании анализа архивных материалов представлены основные результаты исследований ториевого режима в тяжеловодных реакторах различных типов и его освоения на тяжеловодном реакторе № 7.

В тексте статьи приводятся выдержки из архивных документов, которые содержат условные обозначения тех времен, а именно: активное вещество — ядерное топливо; А-9, олово — уран; селен-77, АП-3 — уран-233; А-94 — уран-234; А-95, олово-125 — уран-235; Z, теллур-120 — плутоний; селен, Б-9 — торий; нулевые точки — тепловые нейтроны; роса — продукты деления; хладагент, конденсат, гидроксиллин, продукт 180 — тяжелая вода; ДК — дейтонный (тяжеловодный) котел (реактор); ТК — ториевый котел (реактор); приращение — воспроизводство; навеска — рабочий блок (твэл в современном определении). Однако для упрощения восприятия некоторые

Г.В. Киселев, В.Н. Конев. Государственный научный центр Российской Федерации "Институт теоретической и экспериментальной физики им. А.И. Алиханова"  
119218 Москва, Б. Черемушкинская ул. 25, Российская Федерация  
Тел./Факс (495) 127-05-43  
E-mail: kiselev@itep.ru, konev@itep.ru

Статья поступила 21 июня 2006 г.,  
после доработки 10 августа 2007 г.

условные обозначения заменены на общепринятые в настоящее время.

## 2. Физические особенности ториевого режима в ядерном реакторе

Целесообразно напомнить некоторые физические особенности использования тория в ядерном реакторе по сравнению с режимами эксплуатации современных энергетических реакторов с урановым топливом. Основное отличие заключается в том, что торий ( $\text{Th-232}$ ) является фертильным элементом, при облучении которого в потоке нейтронов ядерного реактора образуется новый делящийся элемент — уран-233. Использование этого урана-233 в качестве ядерного топлива позволяет обеспечить расширенное воспроизводство, чего нельзя осуществить в случае урана-235. Лишь применение плутония в качестве топлива реакторов на быстрых нейтронах позволит обеспечить расширенное воспроизводство с коэффициентом выше единицы.

Воспроизводство урана-233 в реакторах на тепловых нейтронах основано на его нейтронно-физических характеристиках. При поглощении теплового нейтрона ядром урана-233 относительная вероятность его деления много больше вероятности радиационного захвата этого нейтрона. По этой причине уран-233 является наиболее перспективным материалом для расширенного воспроизводства топлива в реакторах на тепловых нейтронах и нейтронах промежуточных энергий, использующих в качестве исходного продукта относительно распространенный элемент торий. Образующийся из тория уран-233 имеет благоприятные ядерные характеристики: выгодное соотношение сечений деления и захвата, самый высокий выход нейтронов  $\eta$  на акт поглощения (по сравнению с ураном-235 и плутонием). Выше для него и значение  $\nu$ , т.е. выхода нейтронов на акт деления, по сравнению с ураном-235. Уран-233 имеет больший потенциал по нейтронам и позволяет более эффективно их использовать. Отсюда вытекают следующие возможности:

- 1) снижение критической массы, т.е. уменьшение топливной загрузки;
- 2) увеличение коэффициента конверсии и осуществление расширенного воспроизводства;
- 3) удлинение срока службы топлива;
- 4) уменьшение количества долгоживущих младших актинидов по сравнению с уран-235–уран-238 топливным циклом.

Системы на тепловых нейтронах с использованием ториевого топливного цикла дают возможность увеличить удельную мощность до 1 МВт(эл.)  $\text{кг}^{-1}$  делящегося вещества, что в два-четыре раза превышает удельную мощность реакторов на быстрых нейтронах.

Даже частичное применение тория в существующих энергетических реакторах позволяет усовершенствовать их характеристики. Известно, что торий-232 несколько сильнее, чем уран-238, поглощает тепловые нейтроны. Поэтому торий может служить добавкой, поглощающей избыточные нейтроны в начале кампании и обеспечивающей выравнивание нейтронного потока в активной зоне. В отличие от применяемых для этих целей "выгорающих добавок" (редкоземельных элементов, включаемых в топливные композиции тепловыделяющих сборок (ТВС)), неблагоприятно сказывающихся на

балансе нейтронов, ториевая добавка, поглощающая нейтроны, обладает так называемой фертильной способностью, т.е. способностью порождать новый делящийся материал (сам торий-232 практически не делится под действием тепловых нейтронов). Постепенно, по мере накопления в реакторе урана-233, ториевая добавка из поглощающей становится активно действующей. Ядра урана-233 включаются в общий процесс, внося дополнительный вклад в тепловую энергию, выделяемую в активной зоне. Конечно, для каждого значения нейтронного потока в данном месте активной зоны и для каждого спектрального распределения нейтронов (по энергиям) имеется свое равновесное значение концентрации образующегося и затем делящегося урана-233.

Почему нельзя этот принцип регулирования реактивности реактора в начале кампании применить к уран-плутониевым системам? Для образующегося плутония слишком велико значение  $\alpha$ , т.е. отношение сечения паразитного радиационного захвата к сечению деления. Большая величина  $\alpha$  для плутония приводит к тому, что в таком реакторе довольно быстро падает реактивность. Малая величина  $\alpha$  для урана-233 поддерживает реактивность на оптимальном уровне гораздо более длительное время.

Указанные выше ядерно-физические свойства урана-233 позволяют разработать новые типы энергетических реакторов, а именно:

- 1) конвертеры с выгоранием образующегося урана-233 в процессе эксплуатации и исключительно длительной кампанией (около 10 лет между перегрузками топлива);
- 2) конвертеры с вторичным использованием образующегося урана-233 с очень высоким коэффициентом конверсии и воспроизводством на обычной воде.

Учитывая сказанное, а также ограниченность запасов уранового топлива, следует отметить, что ториевый режим является перспективным топливным циклом для атомной энергетики.

## 3. Концептуальные подходы к ториевой проблеме в период Атомного проекта

Официально назначенный правительством в 1943 г. научный руководитель работ по урану И.В. Курчатов, а впоследствии по существу научный руководитель Атомного проекта, сформулировал две первоочередные задачи по производству ядерных материалов — плутония и урана-235 — для первой атомной бомбы. Одновременно с этим получение урана-233 было определено в качестве резервного направления работ.

В течение 5, 6, 10, 16, 24 сентября 1945 г. состоялось заседание Технического совета Спецкомитета, на котором обсуждался вопрос "О состоянии научно-исследовательских и практических работ Лаборатории № 2 в области использования внутриатомной энергии" с докладами ведущих ученых. 5 сентября 1945 г. были заслушаны доклад И.В. Курчатова и его ближайшего сотрудника Г.Н. Флерова и содоклад А.И. Алиханова (в это время он был сотрудником Лаборатории № 2) по вопросу "О состоянии научно-исследовательских и практических работ Лаборатории № 2 по получению плутония-239 методами котел уран–графит и котел уран–тяжелая вода". В пункте 6 решения Совета была поставлена задача "изучения химических соединений, физичес-

ких и ядерных свойств урана-235, урана-233, плутония и тория", а в решающей части протокола было указано [1]:

«Приступить после сооружения и пуска котлов уран – графит, диффузионного завода, котла уран – тяжелая вода к использованию следующих методов:

а) метода котел "уран – плутоний – простая вода" (для получения загрязненного плутония) (...);

б) метода котел "уран – тяжелая вода" в комбинации с ураном и простой водой (...);

в) метода котел "торий – плутоний – простая вода" для переработки тория в уран-233».

Это решение Технического совета послужило основой для развертывания работ по ториевому циклу, причем многочисленные документы свидетельствуют, что главной целью на первом этапе было максимальное получение урана-233 в качестве ядерной взрывчатки.

Однако со временем, по мере углубления в проблему, у советских исследователей появилось понимание принципиальной возможности расширенного воспроизводства и использования урана-233 в качестве ядерного топлива для получения энергии. Из приведенных ниже документов видно, что появилась идея двухцелевого использования ядерных реакторов в ториевом режиме — для производства электроэнергии и попутного получения урана-233. Одновременно с этим были показаны принципиальные преимущества ториевых реакторов с промежуточным спектром нейтронов, позволяющие повысить коэффициент воспроизводства нового ядерного топлива. В течение длительного периода (около 10 лет) на государственном уровне в качестве важной государственной задачи велись научно-исследовательские, проектно-конструкторские и практические работы по освоению ториевого режима для получения урана-233. Именно в Лаборатории № 3 были экспериментально установлены важные особенности ториевого режима:

— отсутствие таких опасных долгоживущих составляющих, как изотопы плутония, америция и кюрия, образующиеся в уран-плутониевом цикле;

— уменьшенное содержание продуктов деления урана-233, сильно поглощающих нейтроны, например ксенона-135;

— возможность расширенного воспроизводства урана-233 в качестве ядерного топлива с коэффициентом воспроизводства, близким к единице, и др.

Для того чтобы ввести читателя в существо проблемы и для понимания тенденций ее развития по мере проведения научно-исследовательских работ по торию, приведем здесь выдержки из нескольких документов наших великих современников.

В докладе И.В. Сталину от 12.02.1946 г. И.В. Курчатов указывал, что работы ведутся по получению плутония в уран-графитовом и тяжеловодном реакторах и урана-235 с помощью различных методов и что им "разработаны два варианта программы развития практических работ на 1947 г. и последующие годы" [2]. По второму варианту предусматривалось наряду со строительством новых промышленных реакторов создание одного котла плутоний + торий + простая вода (к 1 июня 1949 г.). Однако этот котел не был создан.

Показателен с точки зрения характеристик различных типов ядерных реакторов доклад И.В. Курчатова от февраля 1948 г. об основных научно-исследовательских, проектных и практических работах по атомной энергии, выполненных в 1947 г., главной задачей которых было

получение максимального количества плутония для изготовления атомных бомб. Сравнивая четыре метода, он отмечал [3]:

«Оказывается, что в отношении использования сырья уран-графитовый котел дает худшие результаты, чем диффузионный и электромагнитный методы и чем котел уран – тяжелая вода.

Котлы с тяжелой водой, хотя и обладают рядом существенных недостатков, зато имеют важное преимущество перед другими методами, так как, судя по имеющимся у нас данным, позволяют использовать торий.

Таким образом, было бы неправильным идти только в направлении уран-графитовых котлов».

Первая записка об использовании тория была подписана 27 октября 1948 г. И.В. Курчатовым, А.И. Алихановым и А.П. Александровым на имя Л.П. Берии (Подчеркнуто, возможно, Л.П. Берия — Авт.) [4]:

«В соответствии с Вашим поручением сообщаем соображения об использовании тория и о потребности тория на 1949, 1950 и 1951 годы.

В отличие от урана природный торий имеет только один изотоп с массой 232, ядерные свойства которого аналогичны урану-238. (...) При облучении тория нейтронами он частично превращается после двух радиоактивных переходов в активное вещество уран-233, по своим свойствам аналогичное урану-235 и плутонию.

Таким образом, становится возможным использование тория как вторичного ядерного вещества наравне с ураном следующими двумя путями:

1) облучением тория нейтронами в атомных котлах до превращения 1/70 его части в уран-233;

2) добавлением к природному торию чистых ядерных активных веществ урана-235 и плутония в количестве примерно 1/70 от количества тория.

Как известно, расчеты показывают, что в некоторых атомных котлах из тория, содержащего в нужной концентрации уран-233, не только поддерживается цепная ядерная реакция, но и увеличивается общее содержание активного вещества урана-233 по сравнению с исходным. Такое размножение активного вещества, согласно расчетам Лабор[атории] № 3, получается как в дейтонном, так и в графитовом котлах. Вместо одного килограмма расщепившегося урана-233 в дейтонном котле получается 1,2–1,25 килограмма нового урана-233, а в графитовом котле вместо одного килограмма расщепившегося урана-233 получается 1,15–1,17 килограмма нового урана-233.

В силу этой особенности ториевых систем теоретически является возможным в идеальном процессе в атомных котлах, работающих на тепловых нейтронах, добиться превращения всего тория и получения из него 15–20 % всей его массы в виде активного вещества — урана-233.

(...)

Как видно из предыдущего, применение тория возможно только при наличии работающих промышленных атомных котлов или диффузионного завода и запасов активных веществ урана-233, плутония и урана-235.

Для осуществления одного ториевого котла необходимо в случае реактора с тяжелой водой иметь по крайней мере 25–30 килограммов чистого активного вещества, а в случае графитового реактора — по крайней

мере 100 килограммов вещества. Отсюда видно, что широкое применение тория в атомных реакторах возможно только при развитой атомной промышленности, способной выделить достаточно большие количества ценных активных веществ для ториевых реакторов».

Из этой записки видно, что она носит разъяснительный характер. Ученые понятным языком объяснили "начальнику" (т.е. Л.П. Берии, который должен был впоследствии принимать решения на правительственном уровне) особенности ториевого режима и путей получения урана-233 и что "широкое применение тория в атомных реакторах возможно только при развитой атомной промышленности, когда появляется возможность выделения необходимого количества обогащенного урана для переработки урана-233. В записке обращено также внимание на важность снижения потерь при радиохимической переработке облученных ториевых блоков.

#### 4. Хроника основных событий

Лаборатория № 3, переименованная в 1953 г. в Тепло-техническую лабораторию (ТТЛ), ныне ГНЦ РФ ИТЭФ им. А.И. Алиханова, являлась научным руководителем тяжеловодного направления в отечественном реакторостроении и научным лидером по ториевому ядерно-топливному циклу (ЯТЦ) на начальном этапе работ по Атомному проекту.

На заседании Технического совета Спецкомитета от 8.10.1945 г. (протокол № 3) был заслушан доклад зам. начальника ПГУ П.Я. Мешика "Об организации Лаборатории № 3 АН СССР и ее задачах" [5]. В решении Совета было записано:

«1. Считать необходимым организовать под руководством академика Алиханова Лабораторию № 3 АН СССР, возложив на нее выполнение следующих обязанностей:

- а) физические исследования, проектирование и осуществление котла "уран – тяжелая вода";
- б) физические исследования системы торий – простая вода, торий – плутоний – простая вода для получения урана-233».

На основании этого решения Технического совета, рассмотренного Спецкомитетом, Л.П. Берия в качестве зам. председателя СНК 1 декабря 1945 г. подписал постановление СНК СССР № 3010-895сс об организации Лаборатории № 3 АН СССР [6]. Оно было весьма подробным, содержало 30 пунктов поручений различным организациям. Приведем отдельные выдержки из этого постановления:

«Совет Народных Комиссаров Союза ССР  
ПОСТАНОВЛЯЕТ:

1. Организовать при Академии наук СССР Лабораторию № 3, возложив на нее:

- а) физические исследования систем "ДК" и "ТК", свойств бета-радиоактивности и ядерных частиц;
- б) разработку мероприятий по практическому осуществлению указанных научно-исследовательских работ».

В утвержденной постановлением структуре Лаборатории № 3 были предусмотрены следующие реакторные подразделения: сектор исследования системы ДК, сектор исследования системы ТК. (ДК — дейтонный котел (реактор), ТК — ториевый котел (реактор). — *Авт.*)

Ниже приводятся в хронологической последовательности основные этапы этой деятельности по ториевому режиму.

1946–1949 гг. — разработка, сооружение и пуск в Лаборатории № 3 (26.04.1949 г.) опытного тяжеловодного реактора (установка № 7).

1947–1951 гг. — разработка, сооружение и пуск (17.10.1951 г.) первого промышленного тяжеловодного реактора № 7 (ОК-180) комбината № 817.

1948–1955 гг. — расчетно-экспериментальные и проектные работы в Лаборатории № 3, научных институтах и конструкторских бюро по обоснованию ториевых режимов в тяжеловодных реакторах различного типа.

1949–1955 гг. — проведение научно-исследовательских работ в обоснование плутониевого и ториевого режимов промышленных тяжеловодных реакторов № 7 (ОК-180) и № 7А (ОК-190) комбината № 817, включая эксперименты на установке № 7.

1 августа 1953 г. — перевод реактора ОК-180 в ториевый режим работы.

1949–1955 гг. — разработка, сооружение и пуск (27.12.1955 г.) второго промышленного тяжеловодного реактора № 7А (ОК-190) комбината № 817.

1948–1955 гг. — разработка тяжеловодного реактора типа КС с гелиевым (позже с углекислотным) теплоносителем, пуск в Чехословакии в 1972 г. энергетического реактора КС-150 с рассмотрением ториевого режима в качестве одного из вариантов.

1955–1966 гг. — разработка, сооружение и пуск (апрель 1966 г.) промышленного тяжеловодного реактора ОК-190М комбината № 817 с рассмотрением ториевого режима в качестве одного из вариантов.

1966–1987 гг. — разработка, сооружение и пуск (30.12.1987 г.) промышленного изотопного тяжеловодного реактора ЛФ-2 ПО "Маяк". Из всех перечисленных тяжеловодных реакторов в эксплуатации находится в настоящее время реактор ЛФ-2.

#### 5. Коллегиальные обсуждения Научно-техническим советом ПГУ ториевой проблемы

В период Атомного проекта существовал порядок, по которому практически все научно-технические вопросы обсуждались первоначально на заседаниях Технического и Инженерно-технического советов Спецкомитета и секциях ИТС, а впоследствии на Научно-техническом совете (НТС) ПГУ, причем их решения являлись обязательными для всех организаций. Мало того, к рекомендациям ученых в период Атомного проекта не только прислушивались, но и активно содействовали их выполнению высшие руководители страны.

О двух заседаниях научных советов уже говорилось выше [1, 5]. В этом разделе представим в кратком изложении информацию о рассмотрении различных вопросов по ториевой проблеме на заседаниях НТС и секции № 1 НТС за период 1946 г. – 1952 гг., воспользовавшись справкой, составленной ученым секретарем секции № 1 НТС Е.П. Ананьевым [7]:

НТС 29.04.1946 г. (протокол № 5) поручил Курчатову И.В. и Завенягину А.П. произвести подсчет возможных потребностей в тории при различных вариантах развития работ.

НТС 6.05.1946 г. (протокол № 6) принял в основном расчет потребностей в тории, предложенный Курчатовым И.В. Эта потребность определялась к 1950 г. в количестве 50 т металла и 150 т оксида.

НТС 9.08.1946 г. (протокол № 36) рассмотрел вопрос об организации производства тория, исходя из имеющегося запаса монацита (500–800 т) и поручил Алиханову А.И. представить технические условия на торий и его оксид.

НТС 20.1.47 г. (протокол № 57) одобрил программу работ по торию, доложенную т. Алихановым А.И. и предусматривающую:

а) в 1947–1949 гг. исследование тория для получения физических постоянных и осуществления агрегата с тяжелой водой;

б) в 1947 г. инженерные и технические изыскания для конструирования агрегатов на тории;

в) в 1947 г. использование в агрегате № 1 чистого материала в количестве 850 кг и карбонатов или оксида — 500 кг (возможное получение урана-233 — ежесуточно 0,4 г), а в 1948 г. в агрегате № 2 и № 3 чистого материала 2,5 т и карбоната 2,5 т (возможное получение урана-233 — ежесуточно 4 г).

НТС 7.06.48 г. (протокол № 118) рассмотрел и одобрил в основном проект постановления о плане работ по торию на 1949–1951 гг. Проектом постановления предусматривалось создание мощностей по производству тория в солях и металле 130 т в год.

НТС 20.12.48 г. (протокол № 136) рассмотрел состояние научно-исследовательских работ по торию в Теплотехнической лаборатории, Гиредмете, ИОНХ, ИФХ, Институте им. Карпова, НИИ-9, РИАНе и одобрил направления работ по торию, предусматривающие научную и опытно-экспериментальную подготовку создания реакторов с воспроизводством и умножением активного металла.

НТС 3.07.50 г. (протокол № К-15) рассмотрел потребность в тории на ближайшие пять лет (1950–1954 гг.) в количестве 40 т для агрегатов А, АВ, АВ-1, № 7.

НТС 27.10.52 г. (протокол № М-8) рассмотрел отчет Теплотехнической лаборатории о выполнении научно-исследовательских работ в 1950–1952 гг., в том числе по ториевой проблеме. В решении НТС отмечалось:

«В 1950 г. получены первые макроскопические количества урана-233 из облученного тория. Определено, что в тонне тория содержится урана около 4 грамм вместо 1 грамма на 1 тонну по техническим условиям. НИИ-9 разработана технология выделения урана-233. На установке № 5 за два года выделено около 150 грамм урана-233 из тория, облученного на аппарате "А" (извлечение составляло 98 %). Ведется проектирование промышленного цеха для выделения тория.

Разработан тип блоков из тория.

Измерены физические константы тория и урана-233, а также определено количество продуктов деления в уране-233 и сечение радиационного захвата урана-233 на тепловых нейтронах. Разработана методика расчета реактора с воспроизводством на уране-233».

НТС подтвердил необходимость дальнейшего развития в Теплотехнической лаборатории работ по применению тяжеловодных реакторов с использованием урана-233. Было поручено А.И. Алиханову представить в ПГУ свои предложения по ускорению проектных и исследовательских работ в связи с подготовкой пере-

вода реактора № 7 в режим производства урана-233 и по проектированию реактора № 7А.

Секция № 1 НТС 6.06.52 г. (протокол № С1-89) рассмотрела и одобрила мероприятия в связи с переводом реактора № 7 на производство урана-233.

Из приведенной справки видна высокая интенсивность обсуждения различных научно-технических и организационных вопросов на заседаниях НТС ПГУ и секции № 1. Кроме того, в этот период обсуждались различные проекты тяжеловодных реакторов, в которых предусматривалось использование тория в качестве фертильного материала для получения урана-233, информация о которых приведена ниже. После 1953 г. происходило также обсуждение ториевого режима для различных энергетических реакторов, предлагаемых Лабораторией № 3.

## 6. Основные научно-технические задачи по ториевому режиму

Для лучшего понимания событий, связанных с освоением ториевого режима, перечислим основные научно-технические задачи, которые пришлось решать специалистам Лаборатории № 3 и других институтов.

1. Вариантные физические расчеты различных типов тяжеловодных реакторов с определением основных характеристик, включая коэффициент воспроизводства. Были рассмотрены следующие разновидности тяжеловодных реакторов:

— промышленные  $D_2O-D_2O$ -реакторы на тепловых нейтронах типа № 7 и № 7А (т.е. с использованием  $D_2O$  в качестве замедлителя и теплоносителя) с отражателем и без отражателя и различными видами ядерного топлива и торием в качестве фертильного материала:

- природным ураном в качестве ядерного топлива и торием;

- природным ураном, торием и ураном-233;

- обогащенным (2% и 75%) ураном в качестве ядерного топлива и торием;

- ураном-233 и торием;

- чистым ураном-233;

— энергетический  $D_2O$ -реактор на тепловых нейтронах с гелиевым теплоносителем, природным ураном в качестве ядерного топлива и торием в качестве фертильного материала;

— гомогенный энергетический  $D_2O$ -реактор с оксидом урана и тория в виде взвеси;

— энергетический  $D_2O-D_2O$ -реактор на промежуточных нейтронах с ураном-233 и торием.

2. Определение ядерных констант тория и урана-233.

3. Исследование физико-химических свойств тория и урана-233.

4. Исследование коррозионных свойств тория и его соединений (сплавов).

5. Технологические работы:

— усовершенствование технологии производства тяжелой воды и методов анализа; исследование процессов образования гремучей смеси и способов ее сжигания;

— выбор топливных композиций, фертильных и конструкционных материалов с формулировкой технических требований к ним и технологиям изготовления;

— исследование надежности ядерного топлива и покрытий под облучением;

— разработка технических требований и процесса радиохимической переработки облученного тория и извлечения урана-233;

— стендовые испытания оборудования реакторов (технологических каналов, модели теплообменника, циркуляционных насосов и т.д.);

— подготовка технических заданий на разработку указанных реакторов.

Ознакомление с этими задачами свидетельствует о всестороннем подходе Лаборатории № 3 к проблеме ториевого цикла.

## 7. Основные организационные решения

13 мая 1946 г. НТС ПГУ заслушал доклад А.И. Алиханова "О работах по агрегатам типа № 2", в котором обосновывалась необходимость сооружения промышленных тяжеловодных реакторов для получения оружейного плутония [8]. (Агрегат типа № 2 — тяжеловодный реактор — *Авт.*) В докладе отмечалось: "Преимущество тяжелой воды заключается в том, что она быстрее замедляет нейтроны (то есть для замедления необходимо меньше замедлителя), а замедлившись нейтроны реже бесполезно поглощаются, чем в графите. Эти причины приводят к тому, что размеры ДК значительно меньше размеров графитового котла". А.И. Алиханов проанализировал следующие варианты тяжеловодных реакторов:

«1) с охлаждением простой водой (Алиханов замечает, что в этом варианте тяжеловодный реактор очень похож по своим свойствам на уран-графитовый реактор);

2) с охлаждением тяжелой водой;

3) с кипящей тяжелой водой в качестве теплоносителя;

4) "шламовый котел" с диоксидом урана в виде суспензии, растворенной в тяжелой воде;

5) с использованием шестифтористого урана в качестве ядерного топлива».

Алиханов предложил в первую очередь разрабатывать промышленный реактор с охлаждением тяжелой водой и с загрузкой тория в периферийную часть активной зоны реактора. Он считал, что использование ториевого экрана для улавливания нейтронов утечки, составляющей 14% от общего числа нейтронов в реакторе, позволит реализовать принцип воспроизводства ядерного топлива в реакторах на тепловых нейтронах. По тем временам это была революционная идея. Доклад Алиханова послужил основой для принятия в последующем решения о переводе промышленного тяжеловодного реактора № 7 в ториевый режим.

30 сентября 1947 г. было принято постановление СМ СССР № 3430-1125сс/оп, в пунктах 4–6 которого записано [9]:

«4. Обязать Лабораторию № 3 Академии наук СССР (т. Алиханова), Министерство тяжелого машиностроения (т. Казакова) с привлечением ЦКТИ и ОКБ "Гидропресс" приступить к проектированию агрегата № 7.

5. Генеральное проектирование (технические и рабочие проекты) строительства установки № 7 для Лаборатории № 3 Академии наук СССР и агрегата № 7 возложить на ГСПИ-11 Первого главного управления при Совете Министров СССР (т. Гутова).

Научное руководство проектированием возложить на академика Алиханова.

6. Обязать Первое главное управление при Совете Министров (т. Ванникова), Министерство тяжелого

машиностроения (т. Казакова), Лабораторию № 3 Академии наук СССР (т. Алиханова), ГСПИ-11 (т. Гутова), ОКБ "Гидропресс" (т. Шолковича), ЦКТИ (т. Шубенко-Шубина) разработать и представить к 1 января 1948 г. в Совет Министров СССР проектное задание на строительство агрегата № 7.

Обязать гг. Ванникова, Первухина, Курчатова, Алиханова и Борисова представить к указанному сроку предложения о месте расположения и сроках строительства этого агрегата».

6 апреля 1948 г. СМ СССР утвердил "План специальных научно-исследовательских работ на 1948 год" и "План новых специальных научно-исследовательских и проектных работ на 1948 год" [10]. В "Плане новых работ" были предусмотрены проектные и экспериментальные работы по ториевой проблеме:

«1. Разработка технического задания на систему с газовым охлаждением и выполнение проектного задания со сроком окончания в 4-м кв. 1948 г.

2. Проведение тепловых расчетов и выполнение проектного задания на опытный реактор из чистого урана-233.

3. Расчет смешанных систем из обогащенного урана и урана-233 применительно к промышленному реактору № 7.

4. Расчет систем из тория, урана и урана-233.

5. Разработка получения чистого тория с минимальным содержанием примесей, с коэффициентом вредного поглощения 0,5–0,7.

6. Экспериментальные работы по измерению ядерных констант тория и урана-233.

7. Изучение коррозионного поведения тория и его сплавов и конструкционных материалов под облучением».

В отчете ПГУ о выполнении планов НИОКР за 1948 г. указывалось [11]:

«В Лаборатории № 3 произведен физический расчет агрегата с торием для вариантов гелиевого и тяжеловодного охлаждения. ГСПИ-11 (т. Христенко) проработан по поручению Лаборатории № 3 вариант агрегата с охлаждением гелием и введением тория».

Первоначально секция № 1 НТС, а затем НТС ПГУ 24 мая 1948 г. заслушали доклады Алиханова А.И., Шубина-Шубенко Л.А. (ЦКТИ), Кондрацкого Н.Н. (ГСПИ-11) о проектном задании реактора № 7, разработанном в соответствии с техническим заданием Лаборатории № 3 [12]. НТС одобрил предложения научного руководителя академика Алиханова и принял проектное задание за основу для дальнейшего проектирования и разработки технического проекта реактора № 7; рекомендовал научному руководителю предусмотреть максимально возможную загрузку тория.

9 августа 1948 г. НТС ПГУ обсудил доклад Алиханова о строительстве установок с тяжелой водой, в котором он сообщил о результатах расчетов Лаборатории № 3 плутониевого и ториевого режимов работы реактора № 7 [13]. НТС подтвердил необходимость строительства реактора для производства плутония. Однако И.В. Курчатова попросил ученого секретаря НТС Б.С. Позднякова не утверждать протокол НТС у руководства ПГУ до обсуждения этого вопроса на комбинате № 817 в сентябре 1948 г. В результате этот протокол так и не был утвержден. В истории НТС протокол № 125, видимо, является единственным

протоколом, который не был утвержден руководством.

Указанное обстоятельство заставило Алиханова 15 ноября 1948 г. еще раз доложить на секции № 1 НТС ПГУ предложения "О выборе места и о характеристике агрегата № 7" [14, 15]. Он сообщил, что «реактор № 7 с тяжелой водой в качестве замедлителя и теплоносителя предназначен для выработки плутония из урана с производительностью 100 г в сутки и урана-233 из тория до 10 г в сутки. Загрузка природного урана составляла 35 т, тория — 3 т, диаметр и длина урановых блоков — 22 и 75 мм соответственно. Охлаждение рабочих блоков осуществлялось по замкнутому контуру с объемом тяжелой воды 25 т. Введение замкнутого первого и промежуточного теплопередающих контуров являлось новым техническим решением в реакторной технике по сравнению с первыми промышленными уран-графитовыми реакторами, т.к. позволяло исключить сброс радиоактивной воды в природный водоем».

В решении, подписанном председателем секции № 1 М.Г. Первухиным, было указано [15]:

«Принять предложение Лаборатории № 3 (Алиханова А.И.), ГСПИ-11 (Смирнова В.В.) и комбината № 817 (Музрукова Б.Г.) о строительстве агрегата № 7 на территории комбината № 817 и утвердить мощность 100 усл.ед. и производительность 85 ед. в сутки». (100 усл.ед. — 100 МВт, 85 ед. — 85 г. — *Авт.*)

Однако возникло весьма серьезное препятствие в виде возражения научного руководителя Атомного проекта И.В. Курчатова против строительства промышленного тяжеловодного реактора. 4 ноября 1948 г. Курчатов направил Берии письмо следующего содержания [16]:

«По Вашему поручению я совместно с т. Алихановым А.И. и т. Александровым А.П. рассмотрел вопрос о котлах с тяжелой водой. Выяснилось, что рациональное решение не может быть дано без рассмотрения дальнейшего развития работ по проблеме в целом. (...)

Пуск в 1948 году аппарата "А" и первые месяцы его эксплуатации приводят к заключению, что получение плутония методом уран-графитового котла себя оправдало».

Далее Курчатов приводит соображения о характеристиках реактора "А", на основании которых он высказывает следующее соображение:

«...Есть основания считать, что проблема получения плутония должна решаться при помощи уран-графитовых котлов, дальнейшее строительство которых должно форсироваться. (...)

До сих пор котлы с тяжелой водой разрабатывались для получения плутония. Это объяснялось необходимостью иметь в резерве другой (более надежный по физическим данным) метод получения плутония, чем уран-графитовый котел. Необходимость в таком направлении по котлам с тяжелой водой теперь отпала.

Можно было бы параллельно развивать котлы с тяжелой водой и графитовые котлы, но прямой надобности в этом нет. Котлы с тяжелой водой имеют перед уран-графитовыми котлами то преимущество, что позволяют глубже выработать уран-235 (однако не настолько, чтобы можно было обойтись без комбинированной работы с диффузионным методом), но вместе с тем, котлы с тяжелой водой требуют несравненно качественного изготовления. (...) Разработку котла с тяжелой водой поэтому надо вести в направлении

решения проблемы тория, где, как это представляется на данной стадии научно-исследовательских разработок, котлы с тяжелой водой имеют преимущество по сравнению с уран-графитовыми котлами.

Согласно расчетам Лабор[атории] № 3, для создания ториевого котла (содержащего смесь тория и урана-233) при применении тяжелой воды как замедлителя нужно иметь только 23–25 килограммов урана-233, в то время как при применении графитового замедлителя нужно 100–120 килограммов урана-233.

В ториевых котлах с тяжелой водой коэффициент размножения активного вещества больше и составляет 1,20–1,25 вместо 1,15–1,17 для котла с графитовым замедлителем.

В разработанном Лабораторией № 3 и ГСПИ-11 проекте промышленного котла с тяжелой водой на мощность в 120 000 киловатт используется охлаждение урановых блоков потоком тяжелой воды. Конструкция аппарата позволяет использовать его как для получения плутония, так, со временем, и для получения урана-233 из смеси тория и урана-233. В первом случае он может производить до 100 граммов плутония в сутки, а во втором случае — до 20 грамм урана-233. Такая малая производительность по урану-233 запроектированного аппарата с водяным охлаждением не позволит ему стать прототипом ториевого котла для промышленного получения урана-233.

Мне представляется поэтому, что не следует строить запроектированный котел с водяным охлаждением, несмотря на то, что он удачно разработан в конструктивном отношении и принят к осуществлению Техническим советом Первого главного управления.

В Лаборатории № 3 наряду с рассматриваемым аппаратом велась проектная работа по котлу с тяжелой водой и охлаждением металла потоком гелия. При тех же размерах аппарата, согласно расчетам ГСПИ-11 и Лабор[атории] №3, возможно снять в 4 раза большее количество тепла и довести производительность котла по плутонию до 400 граммов в сутки, а по урану-233 — до 80 граммов в сутки. Такой аппарат уже мог бы быть прототипом промышленных ториевых котлов, и поэтому именно такой котел должен быть запроектирован и построен.

Проблемы тория и гелиевого охлаждения являются теперь, после завершения первого этапа проблемы урана, одними из основных среди других задач научно-технических разработок. До сих пор работа в этих направлениях ограничивалась главным образом расчетами. Так как расчеты нельзя положить в основу промышленного проекта, необходимо в ближайшее время создать крупные опытные установки для проверки основных решающих исходных данных.

К ним относятся:

- 1) измерение ядерных констант урана-233;
- 2) экспериментальная проверка накопления урана-233 в опытном реакторе с тяжелой водой, работающем на небольших количествах смеси тория и урана-233;
- 3) экспериментальное изучение вопросов, связанных с газовым охлаждением на опытном атомном реакторе из небольшого количества обогащенного урана и графита.

I. Опытный атомный котел с тяжелой водой, предназначенный для проверки воспроизводства урана-233 из тория, как намечено Лабор[аторией], должен работать на мощности 100–500 кВт и состоять из окруженного

торием шарового реактора, в котором располагаются 200 граммов урана-233 и приблизительно одна тонна тяжелой воды.

⟨...⟩

В связи со всем изложенным прошу Вас рассмотреть и утвердить следующие предложения:

1. Переключить работу Лабор[атории] № 3 и ГСПИ-11 по котлам с тяжелой водой на проектирование котла с гелиевым охлаждением вместо водяного, на мощность не менее 40 000 кВт.

2. Поручить Первому главному управлению и комбинату № 817 накопить в 1948 году 200–300 граммов урана-233 облучением тория в аппарате "А", выделив для этой цели с завода № 813 необходимое количество обогащенного урана.

3. Поручить Первому главному управлению построить в 1948 году на комбинате № 817 установку для выделения 200–300 граммов урана-233 из облученного тория по технологии, разрабатываемой в НИИ-9 и РИАН'е.

4. Поручить Первому главному управлению провести в НИИ-9 опыты по изготовлению монолитных смесей бериллия с ураном и бериллия с торием, а также защитных бериллиевых оболочек на блоки из этих смесей».

Следует обратить внимание на слова И.В. Курчатова: «Проблемы тория и гелиевого охлаждения являются теперь, после завершения первого этапа проблемы урана, одними из основных среди других задач научно-технических разработок».

События после этих записок Курчатова развивались следующим образом. Алиханов подготовил и представил 15 ноября в НТС ПГУ соответствующий ответ, который был немедленно рассмотрен на заседании НТС 15.11.1948 г. [15]. В своем ответе "О строительстве агрегата № 7" Алиханов указывал:

«Если бы в настоящий момент наши знания и опыт по газовому охлаждению были, хотя бы в некоторой степени так же продвинуты, как это имеет место в отношении охлаждения водой, то этот вывод Курчатова в отношении агрегата с тяжелой водой и гелиевым охлаждением также не вызывал бы возражений.

⟨...⟩

Считаю, что агрегат № 7 с охлаждением продуктом 180, хотя он, может быть, не будет прототипом будущего агрегата с продуктом 180, следует построить. Агрегат № 7 в отражателе: 1) даст возможность получать 8–10 г АП-3 в сутки, что невозможно в агрегате "А"; 2) даст опыт для работы агрегата № 7 с газовым охлаждением; 3) впоследствии его можно переключить на превращение А-95 или некондиционного плутония в АП-3».

13 ноября Курчатов подписал, а 14 ноября 1948 г. направил Первухину письмо, исполненное им лично от руки, следующего содержания [17]:

«Тов. Первухину М.Г.

В ответ на Ваш запрос сообщаю Вам свое мнение о строительстве атомного котла с тяжелой водой.

1. Не следует строить котел на мощность 120000 кВт с охлаждением тяжелой водой по утвержденному Техническим советом техническому проекту Лаборатории № 3 и ГСПИ-11.

2. Следует поручить Лаборатории № 3 и ГСПИ-11 разработать проект котла с гелиевым охлаждением на мощность 400000 кВт. До накопления достаточных

количеств урана-233 этот котел следует испытать на работе на обычной урановой загрузке.

3. Котел следует строить на комбинате № 817 на площадке, выбранной совместно работниками комбината № 817, строительства и академиком Алихановым.

Обоснование приведенных выше заключений изложено в письме на имя г. Берия».

15 ноября 1948 г. НТС ПГУ, заслушав записку Курчатова и сообщение Алиханова, принял следующее решение (напомним условные обозначения в документах тех времен: А-9 — природный уран; А-95 — обогащенный уран; АП-3, селен — уран-233; Б-9 — торий; продукт 180, гидроксиллин — тяжелая вода) [17]:

«1. Учитывая, что первый промышленный агрегат с природным ураном и тяжелой водой необходим для проверки систем этого типа, а также дает возможность проверки на этом агрегате многих инженерных вопросов, связанных с проектированием систем с применением тория и тяжелой водой, являющимися перспективными системами, что подтверждается академиком И.В. Курчатовым, принять предложение академика А.И. Алиханова, одобренное секцией № 1, о строительстве первого промышленного агрегата с природным ураном и тяжелой водой, с размещением агрегата № 7 на площадке комбината № 817.

2. В связи с тем, что использование тория в качестве исходного материала в ядерных реакторах значительно расширяет сырьевую базу, хотя и требует создания систем значительно большей мощности, принять предложение академика Курчатова о необходимости усилить научно-исследовательские, экспериментальные и проектные работы, связанные с разработкой и проектированием систем ядерных реакторов с торием, тяжелой водой и гелиевым охлаждением.

3. Считая, что проблема использования тория в настоящее время является основной среди других задач научно-исследовательских и инженерных разработок, подтвердить Лаборатории № 3 АН СССР, что научно-исследовательские и экспериментальные работы, связанные с использованием тория в ядерных реакторах, являются важными и должны выполняться Лабораторией в первоочередном порядке.

Возложить наблюдение и контроль от НТС за ходом научно-исследовательских и экспериментальных работ в Лаборатории № 3 и других научно-исследовательских организациях на члена НТС В.С. Емельянова.

⟨...⟩

5. Принять предложение И.В. Курчатова о необходимости скорейшего накопления урана-233 в количестве 300 г на объекте № 817. В связи с этим необходимо ускорить окончание работ по технологии выделения урана-233 из облученного тория и создания для этого опытной установки в НИИ-9 и опытного завода на объекте № 817».

*Краткий комментарий и возможные объяснения возникшей ситуации с первым промышленным тяжеловодным реактором.* Во-первых, члены секции № 1 и НТС не поддержали предложение Курчатова, несмотря на его авторитет научного руководителя Атомного проекта, о прекращении разработки промышленного тяжеловодного реактора; во-вторых, подтвердили приоритетность работ по тяжеловодному реактору с гелиевым охлаждением и ториевым режимом, имея в виду расширение сырьевой базы. Одно из возможных объяснений измене-



ния отношения Курчатова к тяжеловодным реакторам заключается в том, что Курчатов понял, что производство оружейного плутония может быть обеспечено с помощью промышленных уран-графитовых реакторов, как это прямо указано в записке от 4.11.1948 г., приведенной выше. Вместе с тем, он хорошо понимал физическую привлекательность тяжеловодных реакторов с торием и гелиевым охлаждением. Именно по этой причине он предложил переориентировать Лабораторию № 3 на работы по этому типу реакторов.

В режиме производства плутония реактор № 7 эксплуатировался до июля 1953 г. 12 апреля 1952 г. Б.Л. Ванников, А.П. Завенягин, И.В. Курчатов, Е.П. Славский, Н.И. Павлов обратились к Л.П. Берии с предложением о переводе реактора № 7 комбината № 817 с 1.07.1953 г. по 1.04.1954 г. в режим производства трития для обеспечения испытания водородной бомбы РДС-6 [18].

Однако не прошло и месяца, как руководители ПГУ направили Л.П. Берии другое предложение о переводе реактора № 7 в ториевый режим, приложив проект постановления. В письме руководителей ПГУ указывалось, что после оценки потребностей в тритии для обеспечения испытаний водородной бомбы РДС-6 имеется возможность перевести реактор № 7 (завод № 3, как он назывался на комбинате) на производство урана-233 [19], при этом единовременная загрузка тория в активную зону реактора № 7 составит 4,2 т, годовая потребность в тории — 25 т и может быть получено 30 кг урана-233 в год и 15 кг плутония с повышенным нейтронным фоном. В случае возникновения повышенной потребности в тритии предусматривался перевод реактора № 7 в тритиевый режим работы без каких-либо дополнительных переделок. Эти предложения и проект постановления были согласованы с А.И. Алихановым. Отмечалось, что вопрос о возможности и целесообразности работы реактора № 7 в режиме воспроизводства урана-233 требует дополнительных теоретических и экспериментальных исследований и что предложения будут представлены в 1953 г.

В постановлении СМ СССР от 16 мая 1952 г., принятом на основании этого письма ПГУ, указывалось [20]:

«В целях изыскания возможности использования тория для промышленного производства урана-233 Совет Министров СССР ПОСТАНОВЛЯЕТ:

Обязать Первое главное управление при Совете Министров СССР (т.т. Ванникова, Завенягина):

1. Перевести с 1 января 1953 г. завод № 3 комбината № 817 на производство урана-233, для чего изготовить к указанному сроку керамические трубчатые бочки из урана, обогащенного до 2 процентов, и новые технологические каналы увеличенного диаметра, а также переоборудовать конденсатные насосы для возможности раздельного ремонта их.

2. Представить к 1 августа 1953 г. в Совет Министров СССР:

а) предложение об осуществлении опытной установки для проверки возможности постройки ториевого реактора с производством урана-233 в нем;

б) план научно-исследовательских работ, связанных с решением проблемы урана-233;

в) заключение по вопросу о возможности и эксплуатации завода № 3 в режиме воспроизводства урана-233.

3. Представить к 1 июля 1953 г. в Совет Министров СССР предложения о программе производства урана-233 на 1953–1955 годы с учетом опыта работы завода № 3 по производству этого продукта».

Спустя три месяца вышло постановление СМ СССР от 2.09.1952 г. о строительстве на комбинате № 817 второго тяжеловодного реактора № 7А, в котором было указано [21]:

«1. Принять предложение Первого главного управления при Совете Министров СССР (т.т. Ванникова, Завенягина, Славского и Алиханова) о строительстве на комбинате № 817 агрегата 7"а" мощностью 200–250 условных единиц с тяжелой водой и 2 % обогащенным ураном.

Строительство агрегата осуществить путем расширения завода № 3 и использования резервов во вспомогательных хозяйствах этого завода.

Проектирование агрегата вести с расчетом получения в нем урана-233, предусмотрев возможность перевода его на производство трития или плутония.

2. Утвердить научным руководителем проекта агрегата 7"а" академика Алиханова А.И. и заместителем научного руководителя кандидата физико-математических наук Владимирского В.В.

3. Обязать Первое главное управление при Совете Министров СССР (т.т. Ванникова, Завенягина) и ГСПИ-11 (т.т. Гугова) разработать к 15 ноября 1952 г. проектное задание и сметно-финансовые расчеты на весь комплекс работ по расширению завода № 3 и до 15 декабря 1952 г. представить их на утверждение в Совет Министров СССР».

Из постановления видно, что были даны сжатые сроки выполнения проектного задания реактора 7"а" (в последующем этот реактор в документации ОКБМ, гл. конструктора этого реактора, получил наименование ОК-190) с размещением его в здании существующего реактора № 7 (ОК-180). Следует отметить, что указанные выше постановления свидетельствовали о серьезности намерений руководства Атомного проекта расширить работы по ториевому режиму.

В докладной записке Е.П. Славского и А.И. Алиханова на имя Л.П. Берии по ториевой проблеме от 12.12.1952 г. указывалось [22]:

«Постановлением СМ СССР за № 2307-878сс/оп от 16.05.1952 г. ПГУ совместно с Теплотехнической лабораторией обязано представить:

а) предложения об осуществлении опытной установки для проверки возможности постройки ториевого реактора с воспроизводством урана-233 в нем;

б) план научно-исследовательских работ, связанных с решением проблемы урана-233;

в) заключение по вопросу о возможности работы завода № 3 комбината № 817 на режиме воспроизводства урана-233.

Докладываем Вам об исполнении этих поручений.

1. Сооружение опытной установки для проверки возможности постройки ториевого реактора с процессом воспроизводства урана-233 при использовании тепловых нейтронов является нецелесообразным.

Поиск путей использования процесса воспроизводства урана-233 целесообразно вести в следующих направлениях:

а) Конструирование агрегатов с использованием энергии, в которых воспроизводство было бы не основ-

ной целью, а побочной, что может сделать процесс рентабельным.

б) Изучение физических характеристик агрегата на уране-233 с использованием нейтронов промежуточных энергий.

Можно ожидать, что реактор торий – уран-233 – тяжелая вода, работающий на нейтронах промежуточных энергий в интервале 1 – 1000 электронвольт, будет иметь следующие преимущества перед агрегатами на тепловых нейтронах с большим значением предполагаемого коэффициента воспроизводства: более широкий выбор конструкционных материалов; возможность более высокого накопления продукции и более редкие химико-металлургические переработки металла.

Однако физические характеристики урана-233, тория и выбор конструкционных материалов в области промежуточных энергий изучены недостаточно для выполнения расчетов подобных агрегатов.

2. Тематическим планом работы Теплотехнической лаборатории на 1953 г. по решению проблемы урана-233 предусмотрены измерения сечений, физических констант урана-233 и новых конструкционных материалов (магния, циркония) в области промежуточных энергий нейтронов. Эти измерения и теоретические расчеты должны быть закончены в 1953 г. составлением эскизного проекта опытного агрегата на тории с использованием нейтронов промежуточных энергий и ориентировочным расчетом промышленного агрегата.

Кроме предусмотренных планом работ представляется возможным производить эскизную конструктивную проработку реактора торий – уран-233 – тяжелая вода морского типа с применением циркония в качестве конструкционного материала, поставив основной целью не получение дополнительного урана-233, а получение энергии при минимальных затратах урана-233.

Имеется также возможность совмещения производства энергии и воспроизводства активного материала — агрегат шламового типа уран-233 – тяжелая вода. Минимальное количество вводимых конструкционных материалов в шламовом агрегате делает возможным получение наибольшего значения коэффициента воспроизводства.

Отсутствие тепловыделяющих элементов — блоков и трудностей, связанных с их ограниченной стойкостью, позволяет надеяться на увеличение срока выдержки металла в агрегате, уменьшить потери, задолженность металла в цикле химической переработки.

3. Выполненные Теплотехнической лабораторией расчеты показали, что агрегат № 7 может работать на уране-233 в режиме воспроизводства без существенных переделок.

Коэффициент воспроизводства может достигать 0,22. Максимальная производительность агрегата 20 г в сутки.

Аналогичные расчеты для агрегата № 7А дали близкие результаты по коэффициенту воспроизводства, но в связи с большими размерами агрегата закладка урана-233 и мощность увеличиваются, а производительность достигает 35–40 г в сутки.

В указанном режиме величина коэффициента воспроизводства невелика, а общая производительность агрегатов в 4–6 раз меньше, чем в обычном процессе.

Периодичность химико-металлургической переработки заложенного в агрегат металла поведет к задолженности урана-233 в производстве почти вдвое, и в силу

этого уменьшается полезная производительность всего процесса.

Таким образом, нельзя рекомендовать практическую реализацию процесса воспроизводства на уране-233 в агрегатах типа № 7, работающих на таком режиме».

На докладной записке Е.П.Славского и А.И. Алиханова имелась следующая резолюция Л.П. Берии от 18.12.1952 г.:

«Тт. Ванникову Б.Л., Курчатову И.В.

Придайте этому вопросу серьезное значение. Всесторонне обсудите эти вопросы еще раз на Научно-техническом совете и представьте заключение по затронутым вопросам и предложения по дополнениям к плану научно-исследовательских работ на 1953 г. по ториевой проблеме. Срок — 10 дней».

*Комментарий авторов к указанному документу.* Из этой записки Славского и Алиханова видно, что в ней содержится несколько важных соображений: во-первых, о целесообразности производства энергии наряду с минимальными затратами урана-233, а не получение урана-233, который ранее рассматривался в качестве одного из видов ядерной взрывчатки; во-вторых, о преимуществах ториевого режима в реакторах с промежуточным спектром нейтронов по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах; в-третьих, о нецелесообразности сооружения опытного реактора на тепловых нейтронах для изучения воспроизводства урана-233. Другими словами, произошло изменение позиции Алиханова относительно перспектив поисковых работ по ториевому режиму по сравнению с предыдущим периодом. Представляется непонятным решение об отказе от строительства опытного реактора, учитывая существовавшие в те времена тенденции все проверять в стендовых условиях. Известно, что в Лаборатории № 2 была построена в последующие годы серия опытных реакторов, в первую очередь, для проверки проектно-конструкторских решений по реактору для атомной подводной лодки.

Обсуждение этой записки Славского и Алиханова состоялось на заседании НТС 25 февраля 1953 г., на котором был заслушан доклад А.И. Алиханова [23]. Состав участников этого заседания был весьма представительным, присутствовали члены НТС: И.В. Курчатов, Д.И. Блохинцев, В.С. Емельянов, А.П. Александров, И.И. Новиков, И.К. Кикоин, А.А. Бочвар, Е.П. Славский, А.П. Виноградов, А.И. Алиханов, Н.А. Доллежал, Б.С. Поздняков и частично Б.Л. Ванников, были приглашены А.И. Лейпунский (лаборатория "В"), И.Н. Головин, И.И. Гуревич, С.М. Фейнберг, Г.А. Гладков (ЛИПАН). Выступили: А.И. Лейпунский, И.И. Гуревич, А.А. Бочвар, Д.И. Блохинцев, С.М. Фейнберг, Е.П. Славский, Н.А. Доллежал, А.П. Виноградов, И.К. Кикоин, А.П. Александров, В.С. Емельянов, Б.С. Поздняков, И.В. Курчатов. Приведем отдельные выдержки из этого протокола, заменив условные наименования на современную терминологию:

«По сообщению т. Алиханова А.И. практическое осуществление процесса воспроизводства в агрегатах типа 7, работающих на тепловых нейтронах, в настоящее время нельзя рекомендовать. Обычно применяемый в реакторах алюминий сильно снижает коэффициент воспроизводства.

При замене алюминия другими материалами — сплавами на магниевой или алюминиевой основе — коэффициент воспроизводства составит 0,20.

Наиболее целесообразным процессом для воспроизводства является такой процесс, в котором одновременно с воспроизводством делящегося материала стоит задача получения энергии.

Намечаются следующие основные направления работ в области создания реакторов на уране-233 – торий:

- а) применение газового охлаждения;
- б) переход в область промежуточных энергий;
- в) использование гомогенного реактора.

Аппарат на газовом охлаждении может обеспечить коэффициент воспроизводства около 0,15–0,20 в торий–уран-233 цикле (без учета потерь в химическом и металлургическом процессах).

Разработка твэлов для этого агрегата в виде проволоки, покрытой тонким слоем алюминия, даст обнадеживающие результаты.

Аппарат на нейтронах промежуточных энергий позволит снизить поглощение нейтронов продуктами деления (отравление и шлаки) и получить коэффициент воспроизводства 0,3–0,35.

К настоящему времени на установке № 7 и циклотроне в Теплотехнической лаборатории и агрегате МР в Лаборатории измерительных приборов получены данные о сечении деления и  $\nu_{эфф}$ , подтверждающие целесообразность использования урана-233 для воспроизводства в реакторах на нейтронах средних энергий.

Гомогенный аппарат с тяжелой водой, содержащий тонкую взвесь урана-233 в виде окиси с концентрацией 0,003–0,005, может свести к минимуму потери в конструкционных материалах и шлаках, а также существенно снизит потери в металлургическом и химическом процессах.

При благоприятных условиях коэффициент воспроизводства в гомогенном аппарате может быть получен 0,2–0,25.

В Теплотехнической лаборатории производятся исследования условий сжигания гремучей смеси, образующейся в большом количестве в гомогенном аппарате».

НТС принял развернутое решение, которое приведем здесь полностью, чтобы продемонстрировать состояние ториевой проблемы на момент обсуждения:

«1. Признать, на основании доклада т. Алиханова А.И., заключений тт. Лейпунского А.И., Гуревича И.И., Бочвара А.А. и состоявшегося обмена мнений по ториевой проблеме, что проведенные к настоящему времени расчетно-теоретические и исследовательские работы в Теплотехнической лаборатории, Лаборатории измерительных приборов и Лаборатории "В" указывают на целесообразность дальнейшего развития работ по урану-233:

- а) уран-233 имеет коэффициент воспроизводства больше единицы на тепловых нейтронах в отличие от других активных материалов (уран-235 и плутоний);
- б) торий является дополнительным источником сырья;
- в) ввиду возможности накопления большей концентрации урана-233 (до 0,1–0,2 %) в сравнении с накоплением плутония (0,02–0,03 %) в уране затраты на химию и металлургию производства урана-233 должны быть меньше, чем затраты на производство плутония.

2. Ближайшей задачей в области развития ториевой проблемы является накопление урана-233 в количестве 10–20 кг.

Следующей задачей является осуществление опытного энергетического агрегата с расширенным воспроизводством урана-233, для чего потребуется, вероятно, около 50–100 кг урана-233.

3. Признать на основании полученных к настоящему времени результатов экспериментальных работ, как это и ранее предполагалось, и на основании заключения тт. Алиханова А.И., Лейпунского А.И., Гуревича И.И., Фейнберга С.М., Гладкова Г.А. (н.вх. Т-327/14 оп 1953 г. прилагается), что предельно возможные теоретические коэффициенты воспроизводства имеют следующие величины:

на тепловых нейтронах	0,3 ± 0,02
на нейтронах средних энергий	0,46 ± 0,1.

Практические коэффициенты расширенного воспроизводства в гетерогенных системах (принимая потери при химической и металлургической переработках 4%) будут иметь следующие величины:

на тепловых нейтронах	около 0
(возможно только получение энергии без расхода топлива)	
на нейтронах средних энергий	от 0,1 до 0,2.

В аппаратах, где активное вещество применяется в виде взвесей, раствора или химического соединения (гомогенные кристаллизаторы), в том случае, если будет осуществлено удаление шлака в самом процессе работы аппарата, возможно увеличение коэффициента воспроизводства и приближение его к указанному выше предельно возможному значению коэффициента.

4. Признать в связи с небольшой величиной дополнительной выработки активного вещества в процессе уран-233 – торий, что наиболее перспективным является использование его для энергетических целей в сочетании с производством небольшого дополнительного количества активных веществ.

5. Признать, что агрегат № 7 нецелесообразно переводить в режим воспроизводства в системе уран-233 – торий.

Хотя коэффициент воспроизводства по расчетам Теплотехнической лаборатории будет 0,15–0,20 и накопление урана-233 в агрегате № 7 составит 15–20 грамм в сутки, нельзя будет получить дополнительное количество урана-233 из-за потерь при химической и металлургической переработках. Представляется возможным в агрегате № 7 переработать в течение одной кампании (до химического и металлургического цикла) 25 % первоначально заложенного урана-233. Общее количество урана-233 к концу кампании будет в результате воспроизводства на 4 % больше исходного. В связи с тем, что потери при последующих химической и металлургической переработках составят не менее 4 %, дополнительная выработка урана-233 в агрегате № 7 невозможна.

6. Применение процесса на нейтронах средних энергий может улучшить коэффициент воспроизводства по сравнению с процессом на тепловых нейтронах. Этот вывод обосновывается полученными на установке № 7 и циклотроне в Теплотехнической лаборатории и на агрегате МР в Лаборатории измерительных приборов данными о сечении деления и  $\nu_{эфф}$  для урана-233.

Поручить Теплотехнической лаборатории (т. Алиханов А.И.) представить к 1 апреля 1953 года на рассмотрение НТС предложения по осуществлению физического реактора мощностью до 1 ватта для проведения на нем

более точного измерения констант в области нейтронов средних энергий.

Поручить секции № 9 (т. Курчатова И.В.) рассмотреть и дополнить план проведения экспериментальных работ в 1953–1954 гг. по изучению ядерно-физических констант, необходимых при расчете реакторов на нейтронах средних энергий, с использованием для экспериментальных работ агрегата МР и оборудования других лабораторий.

7. Считать необходимым осуществление опытного реактора с расширенным воспроизводством на уране-233 – торий мощностью ориентировочно 30–50 тыс. кВт (в 1954–1955 гг.) для определения эксплуатационных и физических характеристик процесса уран-233 – торий с производством урана-233 и выработкой электроэнергии. Поручить т. Алиханову А.И. разработать задание на проектирование указанного реактора и представить это задание и его обоснования на рассмотрение Научно-технического совета в 3-м квартале 1953 года.

8. Одобрить, по предложению т. Алиханова А.И. проведение в Теплотехнической лаборатории дальнейших работ по энергетическому гомогенному реактору с расширенным воспроизводством (помимо проекта агрегата на нейтронах средних энергий во исполнение постановления Совета Министров СССР от 8 июля 1952 года), в том числе:

а) проведение экспериментальных работ по образованию и сжиганию гремучей смеси в воде, по изучению взвесей и растворов урановых соединений;

б) разработку принципиальной схемы теплообменников;

в) проведение экспериментальных исследований по гомогенному реактору с сооружением специальной конструкции на установке № 7.

Признать необходимым организацию и проведение работ в НИИ-9 (т. Бочвар А.А.) и в Институте геохимии (т. Виноградов А.П.) по изучению гомогенных смесей активных веществ с жидкими теплоносителями и замедлителями (водой, другими жидкостями и жидкими металлами).

Поручить т. Емельянову В.С. и т. Алиханову А.И. совместно с тт. Бочваром А.А. и Виноградовым А.П. в месячный срок обсудить и принять предложения по плану работ на 1953 год.

9. Поручить т. Алиханову А.И., с привлечением Института физических проблем, Лаборатории "В" и Лаборатории измерительных приборов, в месячный срок подготовить и представить на рассмотрение секции № 1 план проведения экспериментальных работ по реактору с газовым охлаждением на уране-233 и тории, предусмотрев в плане проведение испытаний проволочной навески в газовой петле на агрегате МР.

10. Поручить Лаборатории измерительных приборов (т. Курчатова И.В., т. Кикоин И.К.) представить на рассмотрение НТС свои предложения о возможности и целесообразности использования сублимата в технологии реакторов с целью сокращения химико-металлургической части процесса,

11. Поручить секции № 4 (т. Емельянов В.С.) рассмотреть и утвердить плановое задание по технологии извлечения урана-233».

*Краткий комментарий к указанному решению НТС.* Из решения видно, что научная общественность поддержала предложения Теплотехнической лаборатории и

А.И. Алиханова о разворачивании работ по ториевому циклу. НТС одобрил создание энергетического гомогенного реактора на тории и уране-233 и в то же время не рекомендовал перевод реактора № 7 в ториевый режим.

Несмотря на решение НТС от 25.02.1953 г., перевод реактора № 7 в ториевый режим не был отменен. Согласно распоряжению СМ СССР от 8.04.1953 г. был установлен срок остановки реактора с 5 мая по 20 июля 1953 г. для реконструкции, связанной с переводом на ториевый режим [24]. В указанном распоряжении были даны поручения различным министерствам об изготовлении оборудования и проведении строительно-монтажных работ по реактору № 7.

Однако прежде чем появились указанные выше ответственные решения, в Лаборатории № 3 была проведена большая расчетная и экспериментальная работа по ториевому режиму, о которой речь пойдет дальше.

## 8. Расчетное обоснование ториевых режимов тяжеловодных реакторов

Решение НТС ПГУ от 5.09.1945 г. [1] и последующие планы НИОКР ПГУ на 1948–1953 гг. являлись основанием для Лаборатории № 3 для проведения расчетно-экспериментального обоснования ториевого режима тяжеловодных реакторов различного типа, в первую очередь промышленного реактора № 7.

15 мая 1946 г. А.И. Алиханов и М.А. Андреев (уполномоченный СНК СССР при Лаборатории № 3) направили Л.П. Берии докладную записку, выдержки из которой приводятся ниже [25]:

«1. Научная работа

Научная работа над проблемой ДК, теоретическая и расчетная, начата два месяца тому назад.

Работа ведется в направлениях:

1. Выработки исходных данных для проектирования ДК физического и ДК промышленного (Алиханов, Владимирский). В настоящий момент уже возникла необходимость создания конструкторской группы для проектирования физического ДК и эскизного проектирования промышленного ДК.

2. Создания теории ДК, каковой в настоящее время еще не существует (Ландау, Померанчук). Основные расчетные трудности преодолены, и есть основания считать, что такая теория будет создана.

3. Начата была работа над теорией действия промышленного изделия (Ландау, Померанчук). Продолжение работы происходит теперь в Институте акад. Семёнова».

Обращает на себя внимание перечисление фамилий выдающихся советских физиков, приглашенных Алихановым для работы в Лаборатории № 3 по проблеме тяжеловодных реакторов.

### 8.1. Концептуальные исследования ториевых режимов

Расчетные исследования Лаборатории № 3 позволили академику Л.Д. Ландау, работавшему по совместительству в должности начальника теоретического отдела Лаборатории № 3, в докладе "О работах по теоретической физике" на заседании НТС ПГУ 10.2.1947 г. отметить, наряду с другими, следующие задачи по ториевому режиму [26]:

«В обычных реакторах рабочее вещество используется крайне неэффективно. Происходит это вследствие

того, что количество плутония, возникающего в результате реакции, оказывается меньше, чем затрата исходного полезного вещества урана-235.

Принципиально возможно, однако, не только полное использование урана-235, но и даже использование всего урана.

Поэтому проблема регенерации, т.е. полного использования всего урана, является одной из основных проблем, стоящих перед исследователями.

В связи с этим большой интерес представляют реакторы, предназначенные для переработки тория в уран-233, поскольку, возможно, проблема регенерации для таких реакторов может быть легче разрешена.

Разработка теории гетерогенных реакторов, выполненная в Лаборатории № 3 в течение 1946–1947 гг., позволила провести концептуальные исследования различных реакторных систем с торием. Уже к маю 1947 г. ученые Лаборатории № 3 пришли к заключению о возможности расширенного воспроизводства урана-233 в тяжеловодном реакторе. С этой целью В.В. Владимирский и А.Д. Галанин провели расчет системы торий–уран-233–тяжелая вода с ядерным топливом в виде тонкой проволоки диаметром  $\varnothing$  5–6 мм, по словам авторов, "обернутой алюминием толщиной 0,5 мм". Как указано в [27], "есть некоторые основания надеяться на возможность работы с торием в тяжелой воде без применения алюминиевых чехлов, однако для надежности выводов алюминиевые чехлы были учтены". Надо сказать, что эта возможность, т.е. работа ториевых блочков без оболочки, серьезно рассматривалась в Лаборатории № 3. Основания для такого подхода имелись — это давало выигрыш в балансе нейтронов и выходе продуктов. По оценке авторов расчета можно было использовать торий в виде проволоки диаметром 1 мм с увеличением снимаемой мощности в несколько раз по сравнению с вариантом с алюминиевой оболочкой. К тому же имелось указание В.И. Вернадского о том, что "торий принадлежит к числу тех химических элементов, которые стоят вне геохимии воды, вернее водных растворов. Он не переходит в раствор, не входит в водное равновесие Земли..." [28]. Поэтому впоследствии в Лаборатории № 3 была поставлена экспериментальная работа по исследованию коррозионной стойкости тория в воде (см. ниже).

Расчет производился с учетом всех возможных вредных поглощений нейтронов продуктами деления (ПД) и алюминиевыми чехлами рабочих блоков для двух вариантов реактора: с отражателем и без него, но с улавливанием нейтронов утечки для получения урана-233. Согласно результатам этого расчета для реактора с D<sub>2</sub>O-отражателем при тепловой мощности 50 МВт количество тория в активной зоне составляет 0,95 т, на периферии — 10 т, производительность по урану-233 — 10 г сут<sup>-1</sup>, коэффициент воспроизводства 1,22–1,20 [27].

На основании выполненных расчетов руководством Лаборатории № 3 было сделано заключение, что "...при работе котла из активированного тория, т.е. при системе торий + уран-233 + замедлитель, можно создать условия, при которых реакция будет идти не только до полного использования тория, но, кроме того, будет получаться на 20–22 % больше активного урана-233, чем его убыло за то же время" [27].

В отчете А.И. Алиханова о работе Лаборатории № 3 за первую половину 1948 г. указывалось [29]:

«В задачи Лаборатории № 3 входят:

а) разработка научных вопросов, связанных с осуществлением промышленных установок типа уран–тяжелая вода;

б) разработка научных вопросов, связанных с использованием тория. (...)

По второй задаче Лаборатория № 3 произвела следующие работы:

1. Рассмотрена принципиальная возможность осуществления систем с воспроизводством активного вещества и выяснено, что в системах уран–графит, уран–тяжелая вода воспроизводство невозможно, а в системах торий–уран-233 с тяжелой водой или графитом возможно.

2. Теоретически найдены условия работы агрегата с воспроизводством и показано, что в системе торий–уран-233 с тяжелой водой воспроизводство может достигнуть до 122 %, а в системе торий–уран-233 с графитом — до 115 %.

3. Измерено поглощение нейтронов в тории с энергией до 0,03 эВ, с энергией несколько вольт и с энергией около 1 млн вольт и, таким образом, получены данные, необходимые для предварительного расчета систем с торием.

4. Выработаны требования на чистоту тория, по которым промышленность начала выпускать металлический торий.

5. Произведено исследование состава продуктов распада урана-233, вредно сказывающихся на воспроизводстве активного вещества.

Предварительные опыты показали, что вредного, т.н. отравляющего продукта в уране-233 получается меньше, чем в уране-235.

Таким образом, экспериментально оправдано одно из важных предположений, принятых при вычислении величин воспроизводства в системе торий–уран-233».

Более подробно результаты работ по торию были изложены в "Кратком отчете о состоянии работ по торию" [30].

## 8.2. Ториевый режим в промышленных тяжеловодных реакторах № 7 и № 7А

Как указано в отчете [30], в течение 1948 г. было проведено интенсивное изучение ториевых режимов промышленных тяжеловодных реактора № 7, а впоследствии реактора № 7А комбината № 817. Приведем отдельные выдержки из этого отчета, касающиеся главных результатов:

«1. Расчет промышленного аппарата с воспроизводством активного продукта урана-233 (отчет Владимирского и Галанина). В этом расчете учтены известные нам факторы, которые при работе аппарата на большой мощности могут отрицательно сказаться на коэффициенте воспроизводства и размерах системы.

Результаты этих расчетов для систем с тяжелой водой сообщались. Коэффициент воспроизводства = 1,28, начальное количество урана-233 = 18 кг.

2. Расчет промышленного аппарата с воспроизводством с графитовым замедлителем (отчет Берестецкого). Точно такой же расчет, как и первый, результаты следующие: коэффициент воспроизводства = 1,15, количество урана-233 — 120 кг.

3. Ориентировочный расчет систем торий–уран-233–Ве с тяжелой водой (отчет Галанина). Смешивается торий и уран-233 для увеличения поверхности тепло-

сьема. Так как Ве вводится в реактор в большом количестве и, кроме того, обладает коэффициентом поглощения нейтронов значительно большим, чем тяжелая вода, то следовало учесть влияние Ве на коэффициент воспроизводства и количество урана-233, нужного для системы. (...)

Для реактора, имеющего те же размеры и то же устройство, как проектируемый сейчас агрегат № 7 и при смешении тория с равным по весу количеством Ве, коэффициент воспроизводства = 1,20, количество урана-233 = 23 кг.

4. Расчет опытного аппарата с чистым ураном-233 и тяжелой водой (отчет Владимирского и Галанина). Для окончательной проверки всех выводов по системам с воспроизводством следует построить опытный аппарат с ураном-233 и тяжелой водой.

Расчет показал, что для такого аппарата нужно 300 г урана-233, но коэффициент воспроизводства будет равен нулю. При 370 граммах он будет равен 1,17 (...).

Естественно сразу же возник вопрос о накоплении урана-233 для запуска первого реактора в режиме воспроизводства. С этой целью были рассмотрены два варианта загрузки в тяжеловодный реактор природного (1-й режим) и обогащенного (2-й режим) урана и тория. В отчете [30] дается детальная характеристика проведенных расчетов:

«Теория этих так называемых смешанных систем была дана Владимирским, а затем более строго Галаниным (см. отчет Владимирского и отчет Галанина).

Пользуясь этой теорией, Галанин прежде всего рассчитал количество тория, которое можно ввести в проектируемый агрегат № 7 с природным ураном, и определил оптимальное расположение стержней из тория в решетке А-9. Введение стержней тория в агрегат № 7 в определенном порядке позволяет выравнять выделение тепла в реакторе между центром реактора и его краями и таким образом повысить мощность агрегата.

Затем Галанин произвел детальные расчеты смешанных систем тория и обогащенного урана при разных значениях обогащения урана. Расчет был произведен применительно к трем типам расчетов:

а) проектируемого агрегата № 7 с охлаждением тяжелой водой;

б) реактора в виде трубы с охлаждением тяжелой водой;

в) проектируемого аппарата № 7 с газовым охлаждением. Обогащение принималось от 1,3 до 3 раз».

С целью повышения удельной мощности Алиханов предложил разбавление топлива бериллием. Как указано в [30]:

«При таком использовании тория переход агрегата № 7 с работы с ураном на работу с торием и ураном-233 осуществляется заменой блочков урана блочками смеси тория-урана-233-Ве или блочком тория с Ве и ураном-233 с Ве. Мощность агрегата останется при этом той же, что с ураном, т.е. около 100 000 кВт, а производительность 20 г урана-233 в сутки за счет воспроизводства».

Выполненные в Лаборатории № 3 расчеты показали, что при использовании урана 2%-ного обогащения возможно накопление урана-233 в количестве 15 кг за полгода работы реактора [31]. Впоследствии в Лаборатории № 3 был проведен физический расчет тяжеловод-

ного реактора для производства урана-233, загруженного обогащенным до 75 % ураном. Были определены коэффициент размножения, распределение нейтронов для различных вариантов отражателя, коэффициент выхода урана-233 и т.д. Для этого режима расчетный выход урана-233, т.е. отношение количества образовавшегося урана-233 к количеству сгоревшего урана-235, может составить величину 0,795–0,888 [32].

Для проверки характеристик ториевого режима с расширенным воспроизводством Лаборатория № 3 предлагала соорудить опытный реактор с ураном-233, растворенным в тяжелой воде. Согласно расчетам необходимо иметь 400 г урана-233 и 1 т тяжелой воды. Вокруг реактора должен быть слой из соединений тория в количестве около 1 т для улавливания утечки нейтронов. К сожалению, предлагаемый опытный ториевый реактор не был сооружен (см. записку [22]).

В 1952 г. А.Д. Галанин провел сравнительные расчеты ториевых режимов промышленных реакторов № 7 и № 7А для различных вариантов загрузки урана-233 и мощности реакторов с определением коэффициентов воспроизводства  $\eta = \nu' - 2$  (по терминологии А.Д. Галанина) [33]. Максимальное теоретическое значение  $\eta$  для теплового спектра нейтронов равно 0,34. Согласно расчетам А.Д. Галанина величина  $\eta$  для реактора № 7А равна 0,184–0,189 при загрузке урана-233 от 117 до 75 кг, соответствующей мощности 140–180 МВт и производительности примерно 42,5 г урана-233 в сутки. При рассмотрении на НТС 25.03.1953 г. технического проекта реактора № 7А были утверждены следующие основные характеристики: тепловая мощность — 255 МВт, количество технологических каналов (ТК) — 644, каналов для загрузки тория — 418, начальная загрузка: урана 2%-ного обогащения 8,15 т и тория 16 т, диаметр и длина рабочих блоков по урану — 35/31 мм и 100 мм соответственно, продолжительность кампании 165 суток, выработка плутония и урана-233 — 33 и 46 кг в год, объем тяжелой воды в реакторе — 82,5 т, температура воды на входе в реактор — 20 °С, на выходе — 65 °С [34]. Однако впоследствии реактор № 7А не был запущен в ториевом режиме из-за отсутствия достаточного количества обогащенного урана.

## 9. Тяжеловодные реакторы с газовым охлаждением

В соответствии с решением НТС ПГУ от 15.11.1948 г. [15] Лаборатория № 3 и ГСПИ-11 вели активную работу по реактору с газовым (гелий) теплоносителем и тяжеловодным замедлителем. Эта установка получила название реактор КС (котел селеновый). В решении НТС было предложено ГСПИ-11 составить проектное задание энергетического реактора, могущего работать с тремя типами топливной загрузки: 1) природный уран; 2) обогащенный уран и торий; 3) уран-233 с воспроизводством. В течение 1949 г. и первой половины 1950 г. научные сотрудники Лаборатории № 3 А.Д. Галанин, И.Я. Померанчук и Б.Л. Иоффе провели предварительные физические расчеты первых двух режимов работы указанного реактора. Эксплуатацию реактора в ториевом режиме предполагалось осуществить следующим образом: в первый период реактор работает с загрузкой в активную зону обогащенного урана и тория, накопление урана-233 происходит также в экране. После накопления достаточ-

ного количества урана-233 реактор загружается сплавом тория и урана-233. Эти расчеты позволили подготовить в первой половине 1950 г. техническое задание на выполнение ГСПИ-11 проектного задания.

Приведем лишь небольшую часть этих расчетов, касающихся ториевого режима и содержащихся в проектных материалах ГСПИ-11 [35–38]. В работе [36] первоначально была рассмотрена энергетическая установка, состоящая из двух попеременно работающих реакторов: один реактор работает 8 сут, другой находится на перегрузке (позднее от такой схемы отказались). Тепловая и электрическая мощность каждого реактора составляла 500 МВт и 100 МВт соответственно, а производительность — 151 кг плутония и 10–15 кг урана-233 в год. Был рассмотрен режим торий–уран-233, для обеспечения которого согласно расчетам требовалось 103 кг урана-233. Чтобы получить такое количество урана-233 при загрузке природным ураном и торием потребовалось бы 7 лет. Поэтому была проанализирована работа реактора с обогащенным ураном (ТВЭЛы Ø 2 мм), торием и бериллием в качестве оболочки топлива тепловой и электрической мощностью 560 и 120 МВт соответственно. Оказалось, что можно получать в год 37,5 кг урана-233 при начальной загрузке в реактор 6,66 т тория и 90–130 кг урана-235, температура газа (гелия) на входе в реактор принималась равной 50 °С, на выходе — 500 °С. Согласно оценкам ГСПИ-11 капиталовложения в АЭС равнялись 661,5 млн руб., в том числе стоимость тяжелой воды составила 145 млн руб., гелия — 5,1 млн руб. Годовая выработка электроэнергии оценивалась величиной  $73 \times 10^7$  кВт·ч, ее стоимость — 73 млн руб., а себестоимость произведенного урана-233 — 305 тыс. руб. за 1 кг [36]. Согласно официальным данным ПГУ себестоимость плутония, вырабатываемого на комбинате № 817 в 1951 г., равнялась 15 152 000 руб. за 1 кг и согласно плану на 1952 г. — 9 600 000 руб. [39]. Не подвергая критическому анализу методику расчета себестоимости урана-233 тех времен, можно утверждать, что по указанным данным ГСПИ-11 стоимость полученного урана-233 не превышала себестоимости плутония из промышленных уран-графитовых реакторов комбината № 817, что расходится с утверждениями И.В. Курчатова о дороговизне урана-233, высказанными им в записке [40]. Позднее эта установка была преобразована в энергетический реактор КС с углекислотным охлаждением и природным ураном в качестве ядерного топлива.

## 10. Энергетические тяжеловодные реакторы в ториевом цикле

В результате многолетних поисковых работ специалисты ТТЛ пришли к заключению о принципиальных преимуществах энергетического гомогенного реактора для получения энергии и урана-233. Эти предложения директор ТТЛ А.И. Алиханов обобщил в "Докладе о новых типах энергетических кристаллизаторов" [41], направленном ученому секретарю НТС Министерства среднего машиностроения Б.С. Позднякову 13.01.1954 г. в связи с намечаемым обсуждением перспектив разработки энергетических реакторов у руководства министерства. В докладе предлагались для последующей разработки следующие типы энергетических установок:

1) гомогенный реактор на тепловых нейтронах с оксидом урана-233 в качестве ядерного топлива в виде взвеси, находящейся в тяжелой воде, и торием в качестве фертильного материала;

2) гетерогенный тяжеловодный реактор на промежуточных нейтронах с ураном-233 в качестве ядерного топлива и торием в качестве фертильного материала, размещенным в отражателе;

3) гетерогенный тяжеловодный реактор на тепловых нейтронах с природным ураном;

4) тяжеловодный реактор с газовым теплоносителем, работающий на природном уране, без производства урана-233, как это предлагалось ранее.

На первое место в докладе А.И. Алиханов поставил гомогенный реактор на тепловых нейтронах и гетерогенный реактор на нейтронах промежуточных энергий с тяжелой водой в качестве теплоносителя и замедлителя. Было рассмотрено два варианта энергетического гомогенного реактора с тяжеловодным отражателем и оксидом урана-233 в виде взвеси: промышленный — тепловой мощностью 250 МВт и опытный — тепловой и электрической мощностью 50 МВт и 5 МВт соответственно. Начальная загрузка урана-233 составляла 26 и 15 кг соответственно и оксида тория 10 т в виде взвеси в отражателе каждого из вариантов. Коэффициент воспроизводства оценивался величиной 1,18–1,22 для обоих вариантов. При мощности реактора 250 МВт расход урана-233 составлял 100 кг в год, производительность — до 120 кг нового урана-233 в год, с концентрацией около 2 кг т<sup>-1</sup>. Параметры пара на выходе из реактора: температура — 210 °С, давление — 20 атм; параметры пара на турбину — 116 °С, 2 атм; КПД — 10 %. Для опытного реактора эти значения выше: 276 °С, 60 атм, 246 °С, 20 атм, 20 %.

Были рассмотрены два режима отвода тепла от активной зоны: за счет кипения пароводяной смеси и без кипения, с естественной циркуляцией. Реактор представляет собой бак цилиндрической или сферической формы, изготовленный из листового циркония и заполненный взвесью урана-233. Вокруг этого бака имеется отражатель в виде прочноплотной оболочки, заполненной тяжелой водой с растворенной в ней взвесью тория. Все это помещено в стальной корпус, выдерживающий давление, возникающее в случае прекращения циркуляции пароводяной смеси. Регулирование реактора осуществляется изменением концентрации урана-233, а также периодической очисткой топливной смеси от продуктов деления. Согласно расчетам реактор характеризуется устойчивостью в работе и саморегулированием вследствие большого температурного коэффициента реактивности. Предполагается, что будут осуществляться постоянная очистка тория и выделение урана-233. 22 января 1954 г. соответствующее техническое задание на гомогенный и гетерогенный реакторы было направлено А.И. Алихановым в НТС Б.С. Позднякову для утверждения [42].

В начале 1953 г. в Лаборатории № 3 были сформулированы первоочередные научно-технические задачи по проблеме гомогенного реактора, которые заключались в следующем [43]:

1. Определение скорости радиационно-химического разрушения растворов, содержащих суспензию оксида тория и урана-233, в диапазоне температур от комнатных до 300 °С под действием излучения и осколков деления.

2. Моделирование потока суспензии и изучение ее устойчивости в рабочих условиях.

3. Эрозионное воздействие суспензии оксида тория и урана-233 на конструкционные материалы корпуса и коммуникации реактора.

4. Изучение процессов образования гремучей смеси и методов ее сжигания.

5. Разработка методов очистки растворов и суспензии от продуктов деления.

Программа работ по гомогенному реактору была рассмотрена на заседании секции № 1 НТС МСМ 4.08.1954 г., с докладом А.И. Алиханова [44]. Секция № 1 одобрила программу проведения экспериментальных работ по гомогенному реактору на специальных стендах.

Секция также поручила заводу № 92 (г. Горький) разработать проекты указанных стендов и представить их на рассмотрение секции № 1. 12 апреля 1954 г. зам. министра Е.П. Славский направил директору завода № 92 В.Д. Максименко письмо с поручением о разработке эскизного проекта энергетического гомогенного реактора по заданию Теплотехнической лаборатории [45].

В то же время в НТС имелся ряд предложений от ЛИПАН, Лаборатории "В", а также от Лаборатории № 3 по различным типам энергетических реакторов. Поэтому ученый секретарь НТС Б.С. Поздняков 5.11.1953 г. обратился к министру среднего машиностроения В.А. Малышеву с докладной запиской, в которой было указано [46]:

«В НТС имеются материалы в виде записок и отчетов ЛИП, ТТЛ и Лаборатории "В" по созданию энергетических кристаллизаторов: (...)

2. ТТЛ (г. Алихановым) представлены следующие материалы:

а) в октябре 1953 г. о возможности создания гомогенного энергетического реактора на тепловых нейтронах, где в качестве замедлителя и теплоносителя принята тяжелая вода, а в качестве ядерного горючего уран-233 с возможностью воспроизводства с коэффициентом воспроизводства 1,2;

б) в октябре 1953 г. по энергетическому реактору, работающему на нейтронах промежуточных энергий. Реактор предназначен для работы по циклу уран-233 – торий. В качестве замедлителя и теплоносителя выбрана тяжелая вода;

в) в 2-м кв. 1953 г. по энергетическому реактору типа КС с газовым теплоносителем и замедлителем тяжелая вода. Работа обсуждалась на секции № 1 НТС и признана перспективной».

Для подготовки предложений Б.С. Поздняков рекомендовал создать комиссию специалистов.

На указанной записке имеется резолюция В.А. Малышева от 6.11.1952 г. "Согласен".

Позднее согласно решению секции № 1 НТС от 3.01.1954 г. была образована комиссия в следующем составе: Б.С. Поздняков (председатель), А.П. Александров, А.И. Алиханов, А.И. Лейпунский, В.В. Владимирский, В.Ф. Калинин, Б.М. Шолкович, Н.Н. Кондрацкий, С.М. Фейнберг, В.И. Меркин, С.А. Скворцов, Е.П. Ананьев, которая представила в НТС заключение о типах реакторов для разработки проектов для электростанции большой мощности, рассмотренное секцией № 1 НТС 25.03.1954 г. [47]. В заключении

указывалось, что были рассмотрены предложения ЛИП, ТТЛ и Лаборатории "В" по реакторам. Комиссия рекомендовала к дальнейшей разработке, наряду с другими типами реакторов, реактор типа КС с тяжело-водным замедлителем и гелиевым теплоносителем. Для подготовки новых перспективных типов реакторов было предложено построить опытный гомогенный тяжело-водный реактор тепловой и электрической мощностью 50 и 5 МВт соответственно.

Энергетический гетерогенный тяжело-водный реактор представляет собой установку корпусного типа с активной зоной, образованной тепловыделяющими сборками (ТВС) в виде трехслойной трубы, с отводом тепла кипящей тяжелой водой за счет ее естественной циркуляции. ТВС, установленные в ромбической решетке, имеют внешние слои из циркония диаметром 27,3 и 25,3 мм и внутренний слой толщиной 0,025 мм из урана-233 [42]. В теплотехнической схеме предусмотрена сепарация пароводяной смеси, после чего пар поступает в парогенератор, где вырабатывается пар для турбины. Предлагаемый реактор согласно расчетам, проведенным в ТТЛ, имеет следующие характеристики: тепловая мощность — 350 МВт, диаметр и высота корпуса — 3250 и 2250 мм и активной зоны — 1250 и 1140 мм соответственно, начальная загрузка — 53 кг урана-233 и 40–60 т тория, выгорание урана-233 — 50 %, удельная мощность по урану-233 — 6,6 МВт кг<sup>-1</sup>; теплотехнические параметры: паропроизводительность реактора — 850 т ч<sup>-1</sup>, давление и температура пара на выходе реактора — 100 атм и 310 °С; установка будет вырабатывать 450 т пара в час, с давлением и температурой 15 атм и 250 °С. Однако комиссия не рекомендовала этот реактор к дальнейшей разработке вследствие недостаточной работоспособности.

## 11. Сырьевая база тория

Первое упоминание о планах добычи и производства тория содержится в записке руководителей Спецкомитета и ПГУ И.В. Сталину с представлением проекта постановления "О плане специальных работ на 1947 год" от 20 февраля 1947 г. [48] и в двух постановлениях, вышедших 1 марта 1947 г. [49, 50]. В записке [48] указывалось, что производство тория в 1946 г. отсутствовало; предлагалось установить план выпуска в 1947 г. 1,5 т металлического тория, что было утверждено постановлением [49]. Впоследствии был принят ряд правительственных решений по интенсификации геологоразведочных работ по поиску ториевых месторождений (ссылки, см. [51]). В постановлении от 30.09.1947 г. [52], наряду с заданиями по добыче ториевых руд, имелось поручение о вводе в эксплуатацию завода "А" Минцветмета в 4-м квартале 1948 г. с капитальными затратами 51,5 млн рублей и годовой производительностью по выпуску 50 т солей тория и 20 т металлического тория. В письме Б.Л. Ванникова И.В. Сталину от 27.09.1947 г. и постановлении СМ СССР от 30.09.1947 г. было предусмотрено строительство завода "2А" Минцветмета в качестве дублера строящегося завода "А" с годовой производительностью 50 т металлического тория и 80 т солей тория [52].

3 сентября 1947 г. Минцветмет представил в Спецкомитет доклад "О выполнении специальных работ", первая часть которого объемом 5 страниц была посвя-



щена работам по торию [53]. В разделе "Научно-исследовательские работы" этого доклада указывалось:

«Принятая технология обеспечивает получение металла, соответствующего техническим условиям Лаборатории № 3 АН СССР (содержание тория не менее 99,3 %, суммарный коэффициент опасности — не более 5, содержание урана — не более 1 г/т)».

В разделе доклада "Производство тория" указывалось, что за 7 месяцев 1947 г. выпущено 445 кг металлического тория при плане 350 кг и годовом плане 1500 кг.

Согласно большому (27 пунктов) постановлению Совета Министров от 22.12.1948 г. было решено сосредоточить поисковые и разведочные работы по торию в Минцветмете; прирост запасов тория утверждался в размере 4210 т [54].

В результате принятых мер согласно справке зам. начальника ПГУ П.Я. Антропова суммарное количество произведенного в 1946–1950 гг. металлического тория составило 53,9 т [55]. В справке [55] было указано также, что "разведанные запасы тория в недрах на 1/II 1951 г. — 45430 т в пересчете на металл". Из этих данных видно, что для осуществления запуска реактора № 7 в ториевом режиме имелось достаточное количество тория.

## 12. Изготовление топливных и фертильных материалов

В связи с решением правительства о переводе реактора № 7 в ториевый режим потребовались рабочие блочки из урана 2%-ного обогащения и ториевые блочки. Первые поисковые работы по торию были начаты на опытной установке Гиредмета. В 1951 г. производство тория передали на московский завод "А". Металлический торий получали в виде порошка, который затем прессовали для изготовления изделий определенной геометрии. В 1947 г. эти цеха выдали первую товарную продукцию: металлический торий (336 кг) и торий в солях (291 кг), а также другую редкометаллическую продукцию. Всего было выпущено 650 кг металлического тория и около 7 т соединений тория.

В течение 1947–1948 гг. на заводе проводились работы по усовершенствованию технологии получения металлического тория и рабочих блоков из него для тяжеловодных реакторов. В результате завод "А" полностью обеспечил производство ториевых блочков для эксплуатации промышленного тяжеловодного реактора № 7 (ОК-180) комбината "Маяк" в ториевом режиме.

## 13. Экспериментальные работы в обоснование характеристик реактора

Кроме физических расчетов в Лаборатории № 3 и ИФХ АН СССР были проведены многочисленные исследования ядерных свойств тория и урана-233, их физико-химических свойств, коррозионного поведения топливных и конструкционных материалов для ториевого режима реактора № 7 как в простой, так и в тяжелой воде и т.д.

### 13.1. Изучение ядерных свойств тория и урана-233

Работы по измерению ядерных констант тория и урана-233 предусматривались в планах НИР ПГУ и являлись приоритетными для Лаборатории № 3. А.И. Алиханов предложил серию экспериментов по определению

основных ядерных констант тория и урана-233, о которых речь идет ниже.

Одна из важных величин, от которой зависит значение коэффициента воспроизводства, — это число вторичных нейтронов на один захваченный нейтрон  $\nu$ . В расчетах, выполненных в Лаборатории № 3 в течение 1947–1948 гг., это значение принималось равным 2,43. Для измерения величины  $\nu$  А.И. Алиханов предложил методику, которая в настоящее время известна под названием "метод осциллятора". Методика основана на измерении реактивности реактора при введении в активную зону урана-233 массой в несколько грамм, изменение которой будет компенсироваться бором. А.Д. Галагин рассчитал значения погрешности и условия, при которых следует производить этот эксперимент на опытном реакторе № 7. Оказалось, что для измерения интересующей величины нет необходимости точно знать параметры реактора. (Этот метод применим и для других делящихся веществ.)

Вторая важная величина — это число вторичных нейтронов на один акт деления урана-233  $\eta$ . А.И. Алиханов предложил также опыт и для измерения этой величины. Он основан на следующем.

«При облучении образца урана-233 в реакторе чистый уран-233 будет делиться на осколки, а некоторая часть его, захватив нейтрон, переходит в уран-234. Расчеты, которые выполнил Л.Л. Гольдин, показали, что сравнительно малое количество сильно облученного урана-233 (несколько сот микрограмм) можно проанализировать по  $\alpha$ -излучению и установить наличие в нем образовавшегося урана-234. По соотношению между числом  $\alpha$ -частиц урана-233 и  $\alpha$ -частиц урана-234 можно измерить коэффициент вредного поглощения нейтронов без последующего деления. Из первого опыта можно знать значение  $\nu$ , из второго — относительное вредное поглощение, и из этих данных вычисляется число вторичных нейтронов на один акт деления урана-233. Этот опыт требует разработки  $\alpha$ -спектрометра с сильным магнитным полем. Облучение образцов урана-233 планировалось осуществить в реакторе "А" в течение 3–4-х месяцев. {...}

Третий опыт, который также необходим для пополнения наших знаний о свойствах урана-233 и более точного знания свойств тория, — это измерение сечения поглощения нейтронов в уране-233 и тории в зависимости от энергии нейтронов как в области тепловых энергий, так и в области резонансных. {...}

Эти измерения будут произведены на нейтронном спектрометре с кристаллом с пучком нейтронов, выпущенных из установки № 7 через специальное отверстие в защите, а также через графитовую колонну.

Нейтронный спектрометр рассчитан, сконструирован и вскоре заканчивается изготовление в мастерских лаборатории. Прибор очень сложный и трудный в изготовлении, а также в наладке. В установке № 7 предусмотрены для этих целей и колонна, и специальное отверстие для выпуска пучка нейтронов из котла.

4. При делении урана-233 будут образовываться осколки, которые, накапливаясь в металле, могут увеличить вредное поглощение и, соответственно, уменьшить коэффициент воспроизводства. Таким образом, от количества осколков, имеющих большое поглощение, может зависеть коэффициент воспроизводства, а также и время, в течение которого можно уран-233 оставлять в реакторе

без очистки от осколков. Самый известный из осколков, поглощающих нейтроны, Хе.

Для выяснения этого вопроса, мы некоторое время тому назад не видели другого пути, как осуществить с несколькими сотнями грамм урана-233 опытный аппарат и измерить непосредственно изменение коэффициента воспроизводства со временем от накопления осколков.

Однако с имеющимися малыми образцами урана-233 и урана-235 оказалось возможным, хотя и грубо, оценить, пользуясь предложенным мною методом, относительное количество образующихся в уране-233 осколков Хе по отношению к урану-235. Эти опыты были проведены на установке Лаборатории № 2 и было обнаружено, что осколков Хе в уране-233 образуется меньше, чем в уране-235. Во всех наших расчетах коэффициента воспроизводства количество осколков Хе принималось в уране-233 равным их количеству в уране-235».

В материалах НТС от 25.02.1953 г. [23] имеется протокол комиссии от 3 марта 1953 г. в составе Алиханова А.И., Гуревича И.И., Фейнберга С.М., Лейпунского А.И., Гладкова Г.А., которая «по поручению НТС рассмотрела экспериментальные данные по ядерным константам урана-233.

Решено предложить нижеследующие значения констант:

1. Сечения захвата в области тепловых нейтронов

$$\sigma_a = 577 \pm 5 \text{ барна при } \sigma_b = 735 \text{ барна}$$

Получено из измерений в ЛИПАН (отчет № )

$$572 \pm 7 \text{ б}$$

и из измерений в ТТЛ (отчет № 536-50 г.)

$$582 \pm 7 \text{ б.}$$

2. Число вторичных нейтронов на один захваченный тепловой

$$v_{\text{eff}} = 2,3 \pm 0,02.$$

Получено из измерений в ЛИПАН (отчет № )

$$v_{\text{eff}} = 2,29 \pm 0,025$$

и из измерений в ТТЛ (отчет № 206)

$$v_{\text{eff}} = 2,31 \pm 0,03.$$

3. Отношение сечения захвата нейтронов надтепловых энергий к сечению захвата для тепловых нейтронов

$$\frac{\sigma_c}{\sigma_{\text{th}}} \approx 2,5 - 3,5 \text{ для области энергий } 1 - 100 \text{ эВ.}$$

Дано на основании отчетов ЛИП № 2916, ТТЛ № 621 (...) число вторичных нейтронов на один захваченный нейтрон надтепловой области энергий

$$v_{\text{eff}} > 2,46 \pm 0,1 \text{ по отчету ЛИП № Г435.}$$

Доля запаздывающих нейтронов

$$55,6 \text{ сек} \quad \text{—} \quad 0,024$$

$$23,7 \text{ сек} \quad \text{—} \quad 0,021$$

$$5 \text{ сек} \quad \text{—} \quad 0,093$$

$$1,5 \text{ сек} \quad \text{—} \quad 0,082, \text{ отчет ТТЛ № 536-53 г.} \text{»}$$

(Номера отчетов в первоисточнике не указаны. — Авт.)

Из приведенной выдержки видно, что Алиханов и физики Лаборатории № 3 хорошо понимали необходимость измерения основных ядерных констант тория и урана-233 для надежного расчета характеристик реактора и предпринимали все усилия для их получения, что позволило в результате создать базу констант для ториевого режима в начале 50-х годов.

### 13.2. Изучение физико-химических свойств тория под облучением

В Лаборатории № 3 были сформулированы следующие научно-технические задачи для последующего изучения:

1. Изучение механических свойств, коэффициента расширения, теплопроводности тория и его сплавов с ураном (1,5 %) и бериллием в интервале температур от 20 до 400 °С и при 500–1000 °С.

2. Изучение механических свойств тория и его сплавов с ураном и бериллием в условиях сильного облучения. Как указывалось Алихановым в [31], "это исследование можно сделать только в предлагаемом к постройке опытном аппарате с газовым охлаждением. Как видно будет из дальнейшего, вопрос имеет фундаментальное значение".

В соответствии с поставленными задачами в Лаборатории № 3 были проделаны многочисленные экспериментальные работы по изучению поведения тория и его сплавов под облучением, анализ которых является предметом самостоятельной статьи.

### 13.3. Изучение коррозионных свойств тория и проблема покрытия

Из физических расчетов следовало, что ториевые блочки без алюминиевой оболочки позволяют существенно улучшить характеристики реактора. Поэтому была поставлена задача изучения коррозионного поведения тория и его возможных сплавов в воде. Как указал А.И. Алиханов в отчете [56]:

«Один из возможных путей увеличения коррозионной устойчивости тория в воде был выдвинут мною при обсуждении этого вопроса с проф. Сажиным. По данным Гиредмета, переплавленный металл чрезвычайно плохо растворим даже в концентрированных горячих кислотах, в таком случае оплавлением поверхности блочка на небольшую глубину можно будет, возможно, резко увеличить коррозионную стойкость тория.

Коррозионные работы следует в настоящее время вести не с чистым торием, а со сплавом торий–уран и Ве, т.к. в реальных условиях в реакторе с торием, будут находиться именно такие системы. Необходимо также поставить исследование коррозии тория в потоке инертного газа для систем с газовым охлаждением».

Как видно из вышесказанного, для ториевого режима предлагалось использовать сплав торий–уран (1,5 %)–бериллий. Одновременно с этим изучался также тройной сплав торий–уран–алюминий. В течение 1950 г. сотрудники Лаборатории № 3 Б.В. Эршлер и М.А. Аникина исследовали коррозионную стойкость этого сплава без оболочки и с оболочкой из алюминия, сведения о которой к началу работ отсутствовали. Было показано, что указанный сплав без оболочки не является коррозионно-устойчивым: за месяц в воду переходит около 15 мг тория.

Руководители Лаборатории № 3 хорошо понимали, что большая коррозионная стойкость тория не снимает с повестки дня проблему покрытий и что при использовании незащищенного металла в охлаждающую воду могут вымываться с поверхности блочков уран-233 и продукты деления. В отчете [56] указывалось:

«В настоящее время для блочков тория применяется методика покрытия алюминиевыми чехлами, принятая для урана. Следует отметить здесь, что эта методика в

большей степени практична для тория, чем для урана. В самом деле, нарушение алюминиевой оболочки в случае тория не может привести к каким-либо серьезным, неприятным последствиям (как это имеет место в случае урана) вроде распухания блочков. Это соображение следует проверить с реальным блочком тория, искусственно нарушив герметичность оболочки. К сожалению, сам алюминий не считается идеальным коррозионно-устойчивым веществом при высоких температурах воды. Между тем повышение температуры есть единственно возможный путь для использования тория в реакторах с водяным охлаждением. Необходимо на опыте исследовать коррозионные свойства алюминия и тория при температурах воды около 200 °С».

Следующие научно-исследовательские работы по торю проводились в ИФХ АН СССР в 1950–1951 гг. по заданию Лаборатории № 3 [56]:

1. Электрохимическое исследование коррозии тория и его сплавов с ураном в обычной и тяжелой воде под облучением.

2. Исследование коррозионного поведения тория в воде и электрохимического поведения в водных растворах под облучением.

В этих работах было показано, что коррозия металла в условиях, соответствующих промышленным, происходит с заметной скоростью, что исключает возможность использования ториевых блочков без оболочек.

3. Укрепление пассивирующих пленок на тории и его сплаве с ураном с помощью нагрева в вакууме.

4. Исследование кинетики процесса образования защитных пленок на тории при различных давлениях кислорода в интервале температур 900–1250 °С.

5. Исследование электрохимического поведения и пассивации тория и его сплава с ураном.

Как указано в отчете [56]:

«В этих исследованиях делалась попытка разработать метод обработки поверхности тория, при котором металл становится пассивным и не корродирует в условиях производства. Работа имела целью исключить применение оболочек для тория, поскольку наличие оболочек ухудшает характеристики реактора».

На основании указанного изучения было также сделано заключение о невозможности использования блочков из тория без оболочки.

«6. Исследование коррозии сплавов и покрытий, содержащих алюминий, в воде.

7. Электрохимическое поведение вольфрама в контакте с алюминием.

8. Исследование коррозии алюминия и алюминий-магниевого сплава в контакте с нержавеющей сталью.

9. Коррозионное и электрохимическое исследование сплавов тория и алюминия и оболочек из алюминия при температуре 200 °С».

Указанные выше результаты были использованы при разработках технологии герметизации ториевых блоков, которые выполнялись ВИАМ и НИИ-13. Технология НИИ-13, предусматривающая диффузионное сцепление алюминиевой оболочки с торием, оказалась лучшей. Контроль прилегания с помощью ультразвукового дефектоскопа показал хорошие результаты, что позволило рекомендовать эту технологию для промышленного внедрения. В июне 1951 г. на московском заводе "А" началось освоение этой технологии для наладки массового выпуска ториевых блоков.

Не случайно Б.Л. Ванников и И.В. Курчатov в записке об итогах НИР за первое полугодие 1950 г. отметили [57]:

«4. Из числа разрабатываемых методов одевания навесок для агрегата № 7 (научный руководитель т. Алиханов А.И.) успешно прошел лабораторные испытания метод НИИ-13 (Привалов В.И., Пытляк П.П.). Ведется подготовка к испытаниям в рабочих условиях навесок, защищенных по методу НИИ-13».

#### 14. Конструкция реактора № 7, его пуск и эксплуатация

Промышленный тяжеловодный реактор № 7 с обслуживающими системами был размещен в здании, имеющем подземное исполнение, с относительно небольшим заглублением. Основным узлом реактора являлся герметичный корпус из алюминиевого сплава диаметром 2,8 м и высотой 3,4 м с верхней защитной крышкой, через которую производилась установка и извлечение технологических каналов, а также их загрузка рабочими блоками (рисунок). Выгрузка рабочих блоков осуществлялась вниз, с последующей их передачей в транспортную галерею для выдержки перед отправкой на

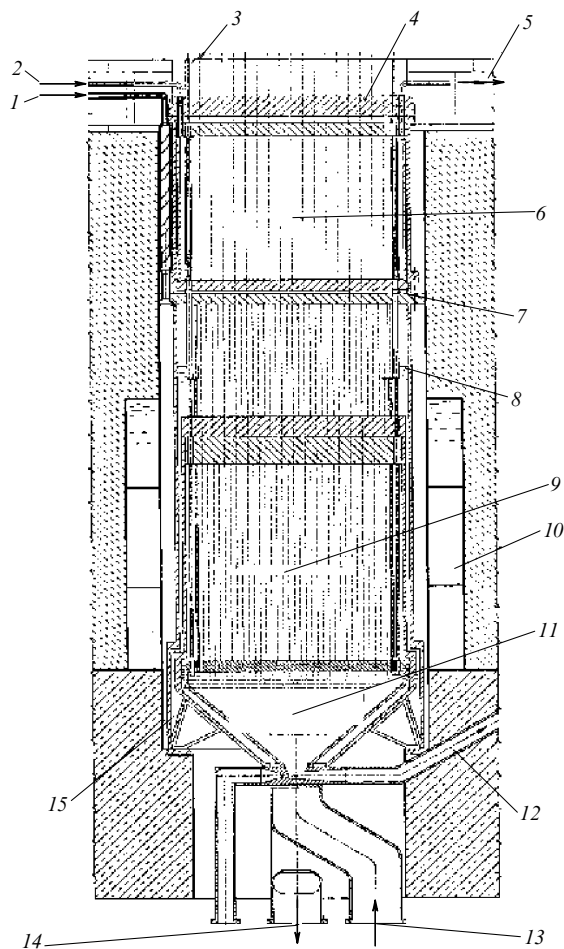


Рисунок. Тяжеловодный реактор типа ОК-180/ОК-190: 1 — подвод "грязного" газа, 2 — подвод "чистого" газа, 3 — технологические каналы, 4 — крышка реактора, 5 — отвод "чистого" газа, 6 — верхняя защита, 7 — гидрозатвор, 8 — уровень тяжелой воды, 9 — активная зона, 10 — баки водяной защиты, 11 — напорная камера, 12 — к гидротранспорту, 13 — подача теплоносителя, 14 — отвод теплоносителя, 15 — камера слива.

радиохимический завод. Сложность заключалась в том, что рабочие блоки уносили с собой тяжелую воду. Поэтому разработчики реактора (ОКБ-2 завода № 92, ныне ОКБМ им. И.И. Африкантова) придумали оригинальную конструкцию гидротранспорта для передачи рабочих блоков, работающего на тяжелой воде и позволяющего снизить до минимума потери тяжелой воды при разгрузке. Охлаждение рабочих блоков осуществлялось тяжелой водой, циркулирующей по замкнутому контуру. Нагретая тяжелая вода охлаждалась в теплообменниках простой водой (дистиллятом) второго контура, который в свою очередь отдавал свое тепло озерной воде. Таким образом, теплопередающая система реактора № 7 (ОК-180) состояла из трех контуров: двух замкнутых и одного разомкнутого, что исключало попадание радиоактивности в промышленное озеро. Имелся радиальный отражатель из графита и боковая биологическая защита. Были предусмотрены многочисленные системы технологического контроля.

4 ноября 1951 г. Е.П. Славский, Б.Г. Музруков, А.И. Алиханов, Г.В. Мишенков направили Л.П. Берии докладную записку о результатах пуска реактора № 7, в которой было сказано следующее [58]:

«Завод № 3 пущен в эксплуатацию 18.10.1951 г., и с 29.10.1951 г. агрегат работает на проектной мощности. За этот период агрегат работал нормально и спокойно.

Особенностью агрегата № 7 по сравнению с находящимся в эксплуатации агрегатами типа "А" состоит в следующем:

1. Общая загрузка металла в этом агрегате составила 14,4 т против 115–120 т на агрегатах типа "А" на такую же мощность.

Вследствие этого теплонпряженность металла в агрегате № 7 8,3 тыс. кВт/т, что приблизительно в 5,5 раза выше, чем агрегата "А".

Кроме того, теплосъем с 1 кв. м поверхности блокча равен 1 000 000 калорий, что значительно выше удельного теплосъема принятых в технике атомных и обычных котлов.

2. В агрегате № 7 можно более глубоко вырабатывать уран-235 из природного урана, тем самым удельный расход урана на тонну выпускаемой продукции будет меньшим, чем в агрегате типа "А".

Полагаем, что агрегат № 7 сможет работать на регенерате от агрегатов типа "А", которые так не могут работать.

3. Проектом агрегата № 7 предусмотрена возможность работать на других процессах: по получению урана-233 или трития при работе на обогащенном металле».

В конце докладной записки сообщалось о состоянии с кадрами:

«Научное руководство пуско-наладочными работами и в первый период эксплуатации обеспечивала группа квалифицированных работников Лаборатории № 3 во главе с академиком А.И. Алихановым: Владимирский В.В., Никитин С.Я., Галанин А.Д., Зинченко А.В., Бургов Н.А., Петров П.А. и Гаврилов С.А. (гл. инженер опытной установки № 7). С начала пуско-наладочных работ установлено круглосуточное дежурство в качестве ответственных руководителей Алиханова А.И., Владимирского В.В., Никитина С.Я., Гаврилова С.А. (...)

Во время монтажа и пуско-наладочных работ находилась группа квалифицированных работников завода

им. Сталина тт. Каганов Д.В., Солонов В.Н. (гл. конструктор агрегата), Смирнов М.В., Шаматов В.М., Лычев Д.В., Николаев Н.Н. (начальник опытных стендов), Макаров А.И. Эта группа принимала активное участие в монтаже и пуско-наладочных работах и помогла решить основные технические вопросы».

В конце записки также было указано, что в течение 1952 г. реактор продолжит работать в режиме производства плутония с загрузкой природного урана, а затем он будет переведен на обогащенный уран для получения трития или урана-233.

Первоначально реактор № 7 был пущен в режиме производства плутония. Как указано в справке "О состоянии работ по развитию атомной промышленности" от 16.11.1952 г. [59]:

«В октябре 1951 г. на комбинате № 817 пущен атомный завод с тяжелой водой (15 т урана и 37,4 т тяжелой воды).

Производительность завода — 28 кг плутония в год.

Применение тяжелой воды позволит перевести этот завод на получение из тория нового взрывчатого вещества — урана-233.

По расчетам физиков, в реакторах с торием и тяжелой водой заложенное (однажды) количество урана-233 будет ежегодно возрастать на 20 %.

В 1952 году будет производиться переработка тория в атомном з-де, пока в опытном порядке».

Показательна справка директора комбината № 817 Б.Г. Музрукова о производстве урана-233, направленная Б.Л. Ванникову 14.12.1953 г., которая является документальным свидетельством реализации ториевого режима на промышленном тяжеловодном реакторе № 7 (ОК-180 комбината № 817). Приведем выдержки из этой справки [60]:

«Во исполнение распоряжения СМ СССР от 8.4.1953 г. 5851-рс в период май–июль 1953 г. произведена реконструкция завода № 3, связанная с переводом агрегата № 7 на производство урана-233.

Промышленное производство урана-233 в агрегате № 7 начато с августа 1953 г. (...)

До августа месяца 1953 г. существовало опытное производство урана-233 для целей отработки химической технологии и исследования свойств урана-233.

На 1.09.1953 г. было получено некоторое количество урана-233, в т.ч. находится в бассейне выдержки около 850 грамм урана-233 и в виде металла около 230 грамм, полученных на опытной установке № 5 НИИ-9. (...)

Кроме агрегата № 7 выработку урана-233 можно производить в 1955 г. также на агрегате № 7А, первую кампанию которого из-за недостатка обогащенного металла предполагается провести на естественном металле в режиме производства плутония.

Средняя концентрация урана-233 в облученном тории принята ~ 1,6 кг/т. Содержание урана-233 может быть повышено за счет увеличения выдержки в агрегате, что будет зависеть от стойкости блокчей тория и технологических каналов.

... За 1953 г. будет накоплено и выгружено урана-233 из агрегата ~ 7,72 кг, за 1954 г. — 20 кг.

... Переработка облученного тория может быть начата по условиям активности только после 12 месяцев, т.е. с 1-го квартала 1955 г.

... Может быть получен соответствующий уран-233 в виде металла с учетом процента извлечения, равного

около 80 %, в 1-м кв. 1955 г. — 6,2 кг, в 3-м кв. 1955 г. — 8,0 кг, в 1-м кв. 1956 г. — 8,0 кг».

В начале 1957 г. реактор № 7 был переведен в плутониевый, а впоследствии в тритиевый режим, поскольку уран-233 не имел ощутимых преимуществ по сравнению с оружейным плутонием, а атомная энергетика еще не была готова к освоению торий-уран-233 топливного цикла.

## 15. Перспективы

В октябре 1953 г. И.В. Курчатов направил министру среднего машиностроения В.А. Малышеву подробное письмо по проблеме тория, текст которого ранее не публиковался [40]:

«Торий в проблеме атомной энергии

В настоящее время открыты два пути получения атомной энергии: первый путь — деление тяжелых элементов; второй путь — термоядерные реакции легких элементов. Только в двух природных тяжелых элементах наблюдаются явления деления при энергии нейтронов не свыше 2–3 миллионов электронвольт — в уране и тории.

Естественный уран представляет собой смесь двух изотопов — урана-238 и урана-235. Естественный торий имеет только один изотоп 232. Уран-238 и торий делятся только быстрыми нейтронами. Уран-235 делится как быстрыми, так и тепловыми нейтронами, благодаря чему уран нашел широкое применение в атомной энергии в первую очередь.

Наличие больших запасов тория и сравнительная легкость его добычи привлекли внимание к его использованию.

Начиная с 1945 года у нас ведутся научно-исследовательские работы, имеющие целью выяснить перспективы и пути применения тория для получения атомной энергии.

В настоящее время можно сделать следующий основной вывод из результатов этих работ: установлена принципиальная возможность использования тория как для производства делящегося ядерного горючего — урана-233, так и для получения энергии.

Хотя принципиальная возможность получения атомной энергии при использовании одного тория не вызывает сомнений, однако техническая и экономическая целесообразность и рентабельность этого пути получения атомной энергии не является доказанной. Наоборот, итоги научно-исследовательской и инженерной разработок свидетельствуют о том, что использование урана-238 для тех же целей может оказаться более простым и целесообразным.

Торий может быть использован в трех главных направлениях:

1. Для изготовления урана-233 как атомного взрывчатого вещества.
2. Для расширенного воспроизводства урана-233 в так называемом ториевом цикле.
3. Для развития ядерной энергетике на базе ториевого цикла.

### 1. Перспективы использования урана-233 как атомного взрывчатого вещества.

Уран-233 изготавливается в атомных котлах, которые для этого загружаются ураном, обогащенным изотопом 235.

При сжигании урана-235 образуется нейтронов больше, чем нужно для поддержания цепной реакции. Избыточные нейтроны поглощаются торием-232, расположенным внутри и на поверхности атомного котла. При захвате нейтронов в тории образуется уран-233. Для получения одного килограмма урана-233 надо израсходовать от полутора до двух килограммов урана-235. Расход урана-235 в количестве большем, нежели количество получаемого урана-233, объясняется неизбежными потерями части нейтронов в атомном котле.

Так как уран-233 получается в меньшем количестве, чем расходуется уран-235, и, кроме того, требуется дальнейшее химическое извлечение урана-233 из тория, то уран-233 оказывается значительно более дорогостоящим, нежели уран-235, и сравнимым по стоимости с плутонием-239.

Применение урана-233 в разработанных конструкциях атомных бомб не дает преимуществ по сравнению с плутонием.

Можно предположить, что будут найдены способы использования урана-233 в атомных бомбах специального назначения, где он будет иметь преимущество перед плутонием и ураном-235, но тогда потребные масштабы добычи тория будут весьма невелики. Если будет производиться 500 кг урана-233 в год, годовой расход тория не превысит 25 тонн. При этом во всех атомных котлах будет находиться в обороте около 500 тонн тория.

### 2. Расширенное воспроизводство урана-233 в ториевом цикле.

Для расширенного воспроизводства урана-233 необходим атомный котел, загруженный вместо обогащенного урана порцией урана-233. В этот котел помещается торий, располагаемый внутри поверхности котла. В таком котле при сжигании урана-233 за счет избыточных для цепного процесса нейтронов можно накапливать новые порции урана-233, образующегося в результате захвата нейтронов торием.

Научно-исследовательские работы и расчеты показывают теоретическую возможность не только восстановить все израсходованное количество урана-233, но и увеличить его количество при сжигании первоначальной порции. Далее этот процесс может многократно повторяться. Для расширенного воспроизводства урана-233 могут быть использованы котлы на медленных и быстрых нейтронах.

В цикле расширенного воспроизводства приобретает большое значение решение ряда технических вопросов по уменьшению вредных потерь нейтронов и урана-233 в процессе химической переработки.

Вредные потери нейтронов слагаются:

- а) из потерь нейтронов в конструкционных материалах атомного котла — в замедлителе, трубах технологических каналов и оболочках блоков, в теплоносителе;
- б) из потерь нейтронов деления при поглощении короткоживущими продуктами деления, главным образом ксеноном и самарием;
- в) из потерь нейтронов при поглощении долгоживущими продуктами деления, накапливающимися по мере сгорания первоначальной порции урана-233.

Потери урана-233 в цикле химической переработки слагаются:

- а) из потерь урана-233 при очистке от осколков деления;
- б) из потерь урана-233 при извлечении его из тория.

Потери при производстве урана-233 могут сильно уменьшить коэффициент воспроизводства против приведенных выше оценок в 10–30%.

Практически достижимый коэффициент воспроизводства можно установить только, построив опытный котел и химическую установку, необходимую для очистки урана-233 от осколков деления. НТС Министерства среднего машиностроения признано целесообразным выполнить разработку такого опытного атомного котла в ТТЛ АН СССР, применив в качестве замедлителя тяжелую воду.

### 3. Развитие ядерной энергетики на базе ториевого цикла.

Ториевый цикл, описанный в пункте 2, позволяет решить задачу получения электрической энергии, используя в конечном итоге один только торий.

В этом случае достаточно иметь коэффициент воспроизводства равным единице в цикле атомный котел–химическая установка, что безусловно будет достигнуто в предложенном ТТЛ типе атомного котла. При этих условиях выгоревший в котле уран-233 будет полностью замещаться новым ураном-233, накапливающимся в тории. Расход тория на получение 1 миллиарда киловатт-часов электроэнергии составит, вероятно, около 1000 кг (теоретический расход составляет 200 кг).

Для устройства описанной выше атомной энергохимической установки необходимо накопить уран-233 — для первоначальной закладки в атомные котлы. Для электрических установок общей мощностью в 1 миллион киловатт при КПД = 20 % потребная тепловая мощность ториевых котлов составит около 5 миллионов киловатт.

По предварительным данным ТТЛ, первоначальная закладка урана-233 в котлах такой мощности должна составить около 2000 кг. Если перевести на производство урана-233 всю нашу плутониевую промышленность, то для накопления такого количества урана-233 потребуется около 8 лет. Стоимость этой первоначальной закладки урана-233 составит около 10 миллиардов рублей.

Отсюда видно, что развитие сколь-нибудь крупной атомной энергетики на ториевом цикле требует большого времени и рентабельность такой энергетики не доказана.

С другой стороны, следует отметить, что использование уранового котла как для целей получения электрической энергии, так и для расширенного воспроизводства ядерного горючего также вполне возможно. По имеющимся данным научно-исследовательских разработок, урановый цикл атомной энергетики пока что представляется значительно более простым и рентабельным. Атомная промышленность накопила значительные отходы урана-238, достигающие более 10 тысяч тонн. Эти отходы урана могут быть непосредственно использованы как сырье для уранового цикла и обеспечат последний на много лет вперед.

#### Выводы

На основе изложенного можно сделать следующие заключения:

1. Применение тория для получения атомной энергии вполне возможно.
2. Техническая целесообразность и экономическая рентабельность широкого использования тория в настоящее время не доказана.
3. Если даже откроются новые пути более целесообразного применения тория, то потребность в тории

будет нарастать медленно. Имеющиеся запасы тория в количестве около 300 тонн, при самых благоприятных перспективах, обеспечат развитие ториевой проблемы на ближайшее пятилетие.

4. Для определения практического коэффициента расширенного воспроизводства в ториевом цикле необходимо построить по заданию ТТЛ опытный котел с химической установкой.

АКАДЕМИК-



17 октября 1953 года».

Прочитав эту записку И.В. Курчатова, можно видеть, что отношение И.В. Курчатова к ториевой проблеме стало более сдержанным по сравнению с предыдущим периодом, хотя он и сделал заключение о том, что ему следует продолжать заниматься, чтобы доказать "техническую целесообразность и экономическую рентабельность широкого использования тория" в атомной энергетике.

В 1967 г. заместитель начальника НТУ Минсредмаша О.С. Лупандин обратился к министру Е.П. Славскому с большой запиской (объем 41 с.), содержащей предложения и соответствующее обоснование необходимости развертывания работ по ториевой проблеме [61]. В этом письме он указывал (приведем отдельные выдержки):

«В записке дан обзор состояния работ по исследованию возможностей использования тория в ядерных реакторах у нас и за рубежом.

{...}

Подсчитано, что ториевый реактор даже при коэффициенте воспроизводства, равном 1, и сохранении умеренно низкой стоимости переработки и регенерации ТВЭЛ может выгодно работать при цене урана 88 дол./кг  $U_3O_8$  (при очень небольших дополнительных затратах 0,035 цент/квт·час). {...}

У нас уже имеются вполне достаточные количества необлученного и облученного тория для развертывания опытных работ: на складах министерства имеется около 20 т тория (в металле), 200 т тория (в оксиде) и несколько десятков тонн облученного тория (в блоках)».

В записке были сформулированы многочисленные предложения по разработке реакторов, эксплуатируемых в ториевом цикле. Однако развития работ по ториевой проблеме не произошло, анализ причин этого является предметом другой статьи.

## 16. Заключение

Освоение ториевого режима в промышленном масштабе на комбинате № 817 осуществлено впервые в мире. Эксплуатация реактора № 7 (ОК-180) в ториевом режиме продолжалась до 1 января 1956 г. В результате его пуска и эксплуатации в ториевом режиме накоплен ценный опыт освоения ториевого цикла тяжеловодных реакторов.

## Список литературы

1. "Протокол № 2 заседания Технического совета Специального комитета при Совнаркомом Союза ССР от 5, 6, 10, 16, 24 сентября 1945 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и*

- материалы Т. 2 *Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 4 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2003) с. 11–16
2. "Доклад И.В. Курчатова И.В. Сталину о ходе работ по использованию внутриатомной энергии от 12.2.1946 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 2 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2000) с. 428–436
  3. "Доклад И.В. Курчатова об основных научно-исследовательских, проектных и практических работах по атомной энергии, выполненных в 1947 г., февраль 1948 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 3 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2002) с. 763–781
  4. "Записка И.В. Курчатова, А.И. Алиханова, А.П. Александрова на имя Л.П. Берия об использовании тория от 27 октября 1948 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 4 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2003) с. 558–560
  5. "Протокол № 3 заседания Технического совета Специального комитета при Совнаркомоме Союза ССР от 8 октября 1945 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 4 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2003) с. 17–20
  6. "Постановление СНК СССР № 3010-895сс "Об организации Лаборатории № 3 при Академии наук СССР" от 1.12.1945 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 3 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2002) с. 74–77
  7. "Справка о рассмотрении НТС вопросов, связанных с селеновой проблемой", Архив Росатома ф. 2, дело 50376, мб. Т-140оп от 5.03.1953 г., с. 17–23
  8. "Протокол № 7 заседания НТС ПГУ от 13.5.1946 г.", архив Росатома ф. 2, оп. 2, дело 7
  9. "Постановление СМ СССР № 3430-1125сс/оп "О строительстве установки № 7 Лаборатории № 3 Академии наук СССР и проектировании агрегата № 7 от 30.9.1947 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 3 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2002) с. 333–337
  10. "Постановление СМ СССР № 1127-402сс/оп "О плане специальных научно-исследовательских работ на 1948 г.", "План новых специальных научно-исследовательских и проектных работ на 1948 год" от 6.04.1948 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 3 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2002) с. 431–454
  11. "ПГУ, Отчет о выполнении плана НИОКР за 1948 г.", архив Росатома, ф. 2, дело 58374
  12. "Протокол № 117 заседания НТС ПГУ от 24.5.1948 г.", архив Росатома, ф. 2, оп. 2, дело 117
  13. "Протокол № 125 заседания НТС ПГУ от 9.8.1948 г.", архив Росатома, ф. 2, оп. 2, дело 126
  14. "Доклад А.И. Алиханова на секции № 1 НТС ПГУ "О выборе места и о характеристике агрегата № 7" и решение секции № 1 НТС" (в протоколе № 133 заседания НТС ПГУ от 15.11.1948 г.)
  15. "Протокол № 133 заседания НТС ПГУ от 15.11.1948 г.", архив Росатома ф. 2, оп. 2, дело 133
  16. "Письмо И.В. Курчатова Л.П. Берии о котлах с тяжелой водой от 4.11.1948 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 4 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2003) с. 554–557
  17. "Письмо И.В. Курчатова М.Г. Первухину по вопросу о строительстве атомного котла с тяжелой водой (рукопись)", исх. 37оп от 14.11.48 г. (в протоколе № 133 заседания НТС ПГУ от 15.11.1948 г.)
  18. "Письмо Б.Л. Ванникова, А.П. Завенягина, И.В. Курчатова, Е.П. Славского, Н.И. Павлова Л.П. Берии о переводе заводов № 3 и № 5 Комбината № 817 на производство трития от 12.04.1952 г.", исх. 677/1оп, архив Росатома ф. 2, оп. 18, дело 13, с. 6–9
  19. "Письмо Б.Л. Ванникова, А.П. Завенягина, И.В. Курчатова, Е.П. Славского, Н.И. Павлова Л.П. Берии о переводе завода № 3 Комбината № 817 на производство селена от 6.05.1952 г.", исх. 832/1оп, архив Росатома ф. 2, оп. 18, дело 13, с. 16–18
  20. "Постановление СМ СССР № 2307-878сс/оп "О переводе завода № 3 комбината № 817 на производство селена-77" от 16.05.1952 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 5 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2005) с. 436
  21. "Постановление СМ СССР № 3976-1584сс/оп "О строительстве на комбинате № 817 Первого главного управления при Совете Министров СССР второго кристаллизатора с конденсатом" от 2.09.1952 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 5 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2005) с. 473–474
  22. "Е.П. Славский, А.И. Алиханов докладная записка Л.П. Берии по селеновой проблеме", исх. 2216/сс-оп от 12.12.1952 г., архив Росатома, ф. 2, дело 58307
  23. "Протокол № Н-2 заседания НТС ПГУ от 25.02.1953 г.", архив Росатома ф. 2, оп. 9, дело 40
  24. "Распоряжение СМ СССР № 5851-рс о реконструкции завода № 3 комбината № 817 от 8.04.1953 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 5 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2005) с. 536–537
  25. "Докладная записка А.И. Алиханова и М.А. Андреева о состоянии работы по организации лаборатории № 3 Академии наук СССР" от 15.5.1946 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 2 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2000) с. 509–511
  26. "Доклад академика Л.Д. Ландау на заседании НТС ПГУ 10.2.1947 г. "О работах по теоретической физике"", архив Росатома ф. 2, оп. 2, дело 61
  27. "Письмо А.И. Алиханова Б.С.Позднякову об использовании Б-9", исх. 449сс/оп от 5.05.1947 г., архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 2 (рассекречено)
  28. Вернадский В.И. "4. Торий в земной коре", в сб. *Библиотека трудов академика В.И. Вернадского* (Гл. ред. А. Л. Яншин) *Труды по геохимии* (Отв. ред. А. А. Ярошевский) (М.: Наука, 1994) с. 371–374
  29. "Отчет А.И. Алиханова о работе Лаборатории № 3", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 4 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ–ВНИИЭФ, 2003) с. 467–470
  30. "А.И. Алиханов, Краткий отчет о состоянии работ по Б-9", архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 22, исх. № 249сс/оп от 9.12.1948 г. (рассекречен)
  31. "Б.Л. Иоффе, А.П. Рудик, А.С. Кронрод и др. Отчет "Получение урана-233 на аппарате № 7, работающем на 2 % обогащенном уране"", 1952 г., архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 103 (рассекречен)
  32. "Б.Л. Иоффе, А.П. Рудик, А.С. Кронрод и др. Отчет "Расчет аппарата для получения урана-233"", 1952 г., архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 97 (рассекречен)
  33. Галанин А. Д "Расчет аппарата для получения урана-233", 1952 г. архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 97 (рассекречен)
  34. "Протокол № Н-3 заседания НТС ПГУ от 25.03.1953 г.", архив Росатома ф. 2, оп. 9, дело 39
  35. Христенко П.И. "Дополнительные расчеты по котлам с газовым охлаждением", 1949 г., архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 15; "ГСПИ-11. Краткие соображения о работе агрегатов с газовым охлаждением на тории", 1950 г., архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 70 (рассекречено)
  36. Христенко П.И. "Основные положения по ТЭЦ, сооружаемой на базе тепла, отводимого от установки с газовым охлаждением", 1950 г., архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 79 (рассекречен)
  37. Христенко П.И. "Отчет "Охлаждение агрегата с тяжелой водой гелием (принципы конструкции и методика расчета)", 1950 г., архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 78 (рассекречен)
  38. "ГСПИ-11. Эскизный проект агрегата системы торий–уран-235 или торий–уран-233, охлаждаемого тяжелой водой с воспроизводством урана-233 мощностью 1 млн. квт", 1950 г., архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 72 (рассекречен)
  39. "Справка о себестоимости продукции (не позднее 26.03.1951 г.)", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 5 (Под общ.

- ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2005) с. 660
40. "И.В. Курчатова В.А. Малышеву. Торий в проблеме атомной энергии", архив Росатома, ф. 2, дело 50381, исх. 343сс/оп от 19.10.1953 г., с. 91–98
  41. Алиханов А.И. "Доклад о новых типах энергетических кристаллизаторов", исх. 5сс/оп от 13.01.1954 г., архив Росатома ф. 2, дело 50381, с. 1–28
  42. Алиханов А.И. "Техническое задание на гомогенный и гетерогенный реакторы", исх. 13сс/оп от 22.01.1954 г., архив Росатома ф. 2, дело 61657, с. 60–70
  43. "Письмо В.В. Владимирского В.С. Емельянову со списком первоочередных научно-технических задач по проблеме гомогенного реактора", исх. 67сс/оп от 30.30.1953 г., архив Росатома ф. 2, дело 50381, с. 78–91
  44. "Протокол заседания секции № 1 НТС 1 МСМ от 4.08.1954 г.", архив Росатома ф. 2, дело 70039
  45. "Письмо Е.П. Славского В.Д. Максимино о разработке эскизного проекта энергетического гомогенного реактора", исх. ЭН-49/оп от 12.04.1954 г., архив Росатома ф. 2, дело 61661, с. 34
  46. "Б.С. Поздняков В.А. Малышеву Записка по энергетическим установкам", исх. ЭН-164/2оп от 5.11.1953 г., архив Росатома ф. 2, дело 50381, с. 41–45
  47. "Заключение комиссии секции № 1 НТС № 1 о типах теплообменников для разработки проектов для электростанции большой мощности" (в протоколе С 1 НТС 120 от 25.03.1954 г.), архив Росатома ф. 2, дело 70039
  48. "Письмо Л.П. Берия, Н.А. Вознесенского, Г.М. Маленкова, М.Г. Первухина, И.В. Курчатова, А.П. Завенягина И.В. Сталину "О плане специальных работ на 1947 год" от 20.02.1947 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 3 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2002) с. 130–131
  49. "Постановление СМ СССР № 340-150сс "О плане специальных работ на 1947 год" от 1.03.1947 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 3 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2002) с. 132–140
  50. "Постановление СМ СССР № 384-156сс/оп "О плане производства специальной продукции на 1947 год" от 1.03.1947 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 3 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2002) с. 141–143
  51. "Постановление СМ СССР № 2431-745сс "О геологоразведочных и поисковых работах на АЖ-9 и БЖ-9 в 1947 году" от 7.07.1947 г., в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 2 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2002) с. 247–253. Распоряжение СМ СССР № 10951-рс "О мерах по обеспечению добычи монацита в Алданском районе" от 14.08.1947 г., с. 280. Постановление СМ СССР № 3436-1129сс "Об утверждении проектных заданий предприятий по добыче и производству БЖ-9" от 30.09.1947 г., с. 341–342. Постановление СМ СССР № 4059-1393сс/оп о мероприятиях по освоению Ловозерского месторождения тория, ниобия и других редких металлов от 16.12.1947 г., с. 3766
  52. "Письмо Б.Л. Ванникова И.В. Сталину с представлением на рассмотрение проекта постановления СМ СССР "О строительстве завода "2А" Министерства цветной металлургии", там же, л. 325; "Постановление СМ СССР № 3434-1127сс "О строительстве завода "2А" Министерства цветной металлургии" от 30.09.1947 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 2 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2002) с. 339–340
  53. "Доклад Министерства цветной металлургии СССР Спецкомитету о выполнении специальных работ от 3.09.1947 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 2 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2002) с. 700–709
  54. "Постановление СМ СССР № 392-148сс "О геологоразведочных и поисковых работах А-9 и Б-9 в 1948 году" от 22.12.1948 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 2 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2002) с. 404–412
  55. "П.Я. Антропов. Сводная справка о запасах тория в недрах, добыче тория в концентратах, производстве солей тория и металлического тория от 25.03.1951 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 5 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2005) с. 658
  56. "А.И. Алиханов, отчет о работе ТТЛ за 1950–1951 гг., часть 1, работы по промышленным агрегатам № 7 и № 7а и агрегату КС", архив ИТЭФ ф. 1, оп. 1с/нт, дело 61 (рассекречено)
  57. "Докладная записка Б.Л. Ванникова и И.В. Курчатова на имя Л.П.Берия об итогах научно-исследовательских, проектных, конструкторских и опытных работ Первого главного управления при Совете Министров СССР за первое полугодие 1950 года" от 2.09.1950 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 3 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2002) с. 621–626
  58. "Докладная записка Е.П. Славского, Б.Г. Музрукова, А.И. Алиханова, В. Мишенкова Л.П. Берии о пуске завода № 3", исх. 1083оп от 4.11.51 г., архив Росатома ф. 24, дело 61416, с. 76–82
  59. "Справка "О состоянии работ по развитию атомной промышленности", не ранее 16.11.1952 г.", в сб. *Атомный проект СССР. Документы и материалы Т. 2 Атомная бомба. 1945–1954* Кн. 5 (Под общ. ред. Л. Д. Рябева, отв. сост. Г. А. Гончаров) (М.: Физматлит; Саров: РФЯЦ – ВНИИЭФ, 2005) с. 713–720
  60. "Справка Б.Г. Музрукова Б.Л. Ванникову о производстве селена-77", исх. ХМ-720Асс/оп от 14.12.1953 г., архив Росатома ф. 24, оп. 18, дело 13, с. 66–71
  61. "О.С. Лупандин Е.П. Славскому Предложения по ториевой проблеме" архив Росатома, исх ЭН-747сс от 25.2.1967 г., архив Росатома ф. 2, оп. 24в, дело 191

### History of the realization of the thorium regime in the Soviet Atomic Project

G.V. Kiselev, V.N. Konev

Russian Federation State Scientific Center "Alikhanov Institute for Theoretical and Experimental Physics",  
ul. B. Chermushkinskaya 25, 119218 Moscow, Russian Federation  
Tel./Fax (7-495) 127-0543  
E-mail: kiselev@itep.ru, konev@itep.ru

Archival materials are presented for the first time on the history of world's first realization of the thorium regime in the industrial heavy water reactor ОК-180 in the former Soviet Union. Computational and experimental results on the thorium regime in various versions of the heavy water nuclear reactor, including homogenous and gas (helium) cooled reactors, are briefly discussed. Information on the relevant government decisions and on the basic stages in the research and development work on the ОК-180 reactor for operating in the thorium regime is presented.

PACS numbers: 01.65. + g, 28.41 – i, 28.50. – k

DOI: 10.3367/UFNr.0177.200712i.1361

Bibliography — 61 references

Received 21 June 2006, revised 10 August 2007

Uspekhi Fizicheskikh Nauk 177 (12) 1361–1384 (2007)

Physics – Uspekhi 50 (12) (2007)