



НАЦИОНАЛЬНЫЙ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»



**И.В. КУРЧАТОВ И
А.П. АЛЕКСАНДРОВ
О СТРАТЕГИИ ЯДЕРНОГО
ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО
РАЗВИТИЯ**



НАЦИОНАЛЬНЫЙ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
«**КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ**»

**И.В. Курчатов и А.П. Александров
о стратегии
ядерного энергетического развития**

МОСКВА
2013

УДК 621.039
ББК 34.4

Ответственный редактор: А.Ю. Гагаринский

Составители сборника: Э.А. Азизов, П.Н. Алексеев, В.Г. Асмолов,
Н.Е. Кухаркин, Ю.М. Семченков, В.А. Сидоренко, С.А. Субботин,
В.Ф. Цибульский, Я.И. Штромбах

Корректор: Н.А. Антошкина

Верстка: Е.Р. Осьмакова

**И.В. Курчатов и А.П. Александров о стратегии ядерного энергетического
развития.** Сборник. – М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2013, 144 с.: ил.

ISBN 978-5-904437-52-7

В сборнике представлены ключевые доклады И.В. Курчатова и А.П. Александрова по стратегическим проблемам ядерной энергетики деления и синтеза и их развитие в работах сотрудников Курчатовского института за прошедшие 70 лет.

УДК 621.039
ББК 34.4

© НИЦ «Курчатовский институт», 2013

ISBN 978-5-904437-52-7

Содержание

Предисловие составителей 5

И.В. Курчатов

Некоторые вопросы развития атомной энергетики в СССР 7

О возможности создания термоядерных реакций
в газовом разряде..... 19

*Лекции в английском научно-исследовательском центре
в Харуэлле, 1956 г.*

А.П. Александров

Ядерная энергетика и ее роль в техническом прогрессе 35

*Генеральный адрес, зачитанный на открытии конференции
VII Мирового энергетического конгресса, Москва, 1968 г.*

Выступление в Институте ядерных исследований АН УССР
19 мая 1978 г. 50

Развитие стратегических идей И.В. Курчатова и А.П. Александрова в работах сотрудников Курчатовского института

Е.П. Кунегин, С.М. Фейнберг

Расширенное воспроизводство в реакторе без промежуточной
химико-металлургической переработки облученных элементов 73

В.В. Гончаров

И.В. Курчатов и ядерные реакторы..... 81

***Е.П. Велихов, В.А. Глухих, В.В. Гурьев, Б.Б. Кадомцев,
Б.Н. Колбасов, В.В. Котов, Н.А. Моносзон, М.Е. Нетеча, В.В. Орлов,
В.И. Пистунович, В.К. Уласевич, Г.Ф. Чураков, Г.Е. Шаталов***

Гибридный термоядерный реактор токамак для производства
делящегося топлива и электроэнергии 95

***Результаты системных ядерно-энергетических исследований
1975–1989 гг.***

Экспертная оценка 1975 г. 108

Экспертная оценка 1984 г. 115

Экспертная оценка 1989 г. 121

В.А. Сидоренко

Концептуальный подход. О стратегии ядерной энергетики
России до 2050 года 133

ПРЕДИСЛОВИЕ СОСТАВИТЕЛЕЙ

Работы по анализу перспектив ядерной энергии деления и синтеза в мировой энергетике и народном хозяйстве страны проводятся в Курчатовском институте на протяжении всей его истории. Еще до пуска первого атомного реактора И.В. Курчатов в докладе И.В. Сталину «о ходе работ по использованию внутриатомной энергии» 12 февраля 1946 года обосновывал необходимость «в качестве задачи первостепенного значения организовать работу над применением атомной энергии и радиоактивных веществ в технике, химии, биологии и медицине». К этому же времени относятся документально зарегистрированные поручения И.В. Курчатова проработать возможности энергетического применения ядерного реактора.

Весной 1947 года было принято решение научно-технического совета только что созданного Первого главного управления при СМ СССР «приступить к научно-исследовательским и подготовительным работам по использованию энергии ядерных реакций для энергосиловых установок... (применительно к самолетам, кораблям, электростанциям, локомотивам)». Первым в числе научных руководителей по этим проектам был назван И.В. Курчатов.

Программа развития отечественной ядерной энергетики, уже включавшая проработки на отдаленную перспективу, была представлена И.В. Курчатовым мировому сообществу в 1956 году вместе с докладом «об энергетическом использовании термоядерной реакции». Как пишет академик Е.П. Велихов, «доклад о атомной энергетике и достижениях термоядерных реакций в Советском Союзе, прочитанный в 1956 году в Харуэлле — научно-исследовательском атомном центре Англии, произвел огромное впечатление на западный мир и открыл эпоху международного сотрудничества, способствовал созданию транснационального термоядерного сообщества ученых и инженеров». Доклады И.В. Курчатова в Харуэлле приведены полностью в настоящем сборнике.

Развитию термоядерной тематики в многообещающую область энергии деления и синтеза посвящена основополагающая статья Е.П. Велихова и др. в журнале «Атомная энергия» 1978 года, открывающая перспективы наработки ядерного горючего для энергетики деления с помощью термоядерных источников нейтронов.

Забота И.В. Курчатова о развитии отечественного реакторостроения и его вклад в создание ядерной энергетики СССР описываются в

обстоятельной статье «И.В. Курчатов и ядерные реакторы» одного из ближайших его соратников – В.В. Гончарова. Там же говорится о его исключительном внимании к подготовке советского участия в первых международных форумах по мирному использованию атомной энергии – первой (1955 год) и второй (1958 год) Женевских конференциях. Доклады советских ученых (в том числе доклад А.П. Александрова об атомном ледоколе «Ленин») были с огромным интересом приняты мировым сообществом и во многом определили дальнейшее направление развития атомной науки и техники. В частности, И.В. Курчатовым и А.П. Александровым безусловно была одобрена инициатива опубликовать на «второй Женеве» идеи Е.П. Кунегина и С.М. Фейнберга о возможности создания «бесхимического бридера» (выдержки их отчета 1958 года приведены в сборнике), не потерявшей своей актуальности до сегодняшнего дня.

Несколько позднее, в 1968 году, детальные представления о будущей роли и структуре ядерной энергетики были сформулированы в фундаментальном «Генеральном адресе» А.П. Александрова на открытии конференции VII Мирового энергетического конгресса. Анализ этого исторического документа показывает, что его основные идеи актуальны и для сегодняшней разработки дальнейшей стратегии развития ядерной энергетики. Развитие идей Генерального адреса применительно к особенностям советского топливно-энергетического комплекса содержится в публикуемой речи А.П. Александрова, как президента АН СССР, в Институте ядерных исследований АН УССР (1978 год).

Последующие работы по исследованиям перспектив развития ядерной энергетики, полученные в том числе на основе развитых в Курчатовском институте математических моделей и выполненные ведущими экспертами под научным руководством А.П. Александрова, периодически публиковались в форме «Экспертных оценок» в течение 1975–1989 годов. Их основные результаты приводятся в сборнике.

Завершающая статья представляет собой краткое изложение доклада «О стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года», подготовленного группой экспертов под руководством В.А. Сидоренко, одобренного Ученым советом нашего Центра в сентябре 2011 года и продолжающего традиции постоянного анализа энергетической перспективы, заложенные отцами-основателями Курчатовского института И.В. Курчатовым и А.П. Александровым.

НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В СССР

И.В. Курчатov

Лекция, прочитанная 25 апреля 1956 года в английском научно-исследовательском атомном центре в Харуэлле.

Печатается по статье в журнале «Атомная энергия»,
1956 г., № 3, с. 5—9

В Советском Союзе осуществляется большое энергетическое строительство. Мы располагаем разнообразными природными энергетическими ресурсами. Обширные и легкодоступные залежи каменных углей и хорошие условия для создания каскадов крупнейших гидроэлектростанций имеются в Сибири. Богатые водные ресурсы позволяют получать там дешевую гидроэнергию, а на базе открытых угольных карьеров — дешевую электрическую и тепловую энергию. В ближайшие 15—20 лет в Ангаро-Енисейском бассейне намечено создать мощную энергосистему с производством электроэнергии 250—300 млрд. кВт·ч в год.

Однако большая часть населения и промышленности СССР сосредоточена в настоящее время на равнинах Европейской части страны. Дешевые гидроресурсы здесь будут скоро исчерпаны, а добыча и транспортировка ископаемых углей на большие расстояния требуют больших затрат. Вместе с тем быстро растущие промышленность и сельское хозяйство требуют большого увеличения производства электрической и тепловой энергии.

Имеющихся у нас ресурсов будет достаточно на ближайшие десятилетия, но в более отдаленном будущем атомная энергия может оказаться тем практически неисчерпаемым и относительно дешевым источником, который обеспечит изобилие энергии в Европейской части СССР.

Мы ставим задачу создать атомную энергетику, которая, по крайней мере для условий Европейской части Союза, будет экономически более выгодной, чем угольная энергетика. Ясно, что только на крупных атомных электростанциях можно достигнуть экономически выгодных показателей атомной энергетики. Поэтому намечается строить

крупные атомные электростанции на первое время мощностью около 400–600 тыс. кВт каждая, для того чтобы накопить опыт строительства и эксплуатации атомных электростанций, а также массового производства тепловыделяющих элементов и их переработки.

Строительство крупных атомных электростанций и их эксплуатация дадут также возможность проверить, какие из установок будут наиболее безвредны и безопасны для окружающего населения. Эти данные и экономические характеристики определяют тип атомных электростанций и масштабы атомной энергетики на 1960–1970 гг.

В 1955–1960 гг. в Советском Союзе намечено построить пять опытных атомных электростанций. Станции будут входить в строй с конца 1958 г.; часть их начнет работать в 1959 г., а некоторые – в 1960 г.

На двух станциях будут установлены реакторы на тепловых и надтепловых нейтронах с водяным замедлителем и теплоносителем. Электрическая мощность, получаемая от одного реактора станции, – 200 000 кВт. Три турбины каждого реактора мощностью по 70 000 кВт будут работать на насыщенном паре давлением около 30 ата.

Будет построена станция второго типа с реакторами, аналогичными реактору Первой атомной электростанции Академии наук СССР (доклад об этой станции был сделан проф. Блохинцевым на Женевской конференции). Реакторы на тепловых нейтронах будут иметь графитовый замедлитель; тепло будет отводиться водой и паром. Пар давлением около 90 ата, перегретый до 480–500 °С, будет питать турбины общей мощностью 200 000 кВт.

На атомной электростанции третьего типа будет установлен гетерогенный реактор с замедлителем из тяжелой воды. Отвод тепла будет осуществляться циркуляцией газа. На Нью-Йоркской национальной конференции в октябре 1955 г. проф. Владимирский сообщил об основных характеристиках этого реактора, который будет производить пар давлением около 30 ата и температурой около 400 °С для питания турбин общей мощностью 200 000 кВт.

Кроме этих трех типов мощных атомных электростанций мы построим и введем в действие несколько экспериментальных атомных установок электрической мощностью 50–70 тыс. кВт каждая. К ним относятся:

- 1) реактор на тепловых нейтронах с замедлителем из обыкновенной воды и турбиной, работающей на слаборадиоактивном паре, получаемом непосредственно в реакторе;

2) гомогенный реактор с замедлителем из тяжелой воды и расширенным воспроизводством ядерного горючего в цикле $\text{Th}^{232} - \text{U}^{233}$;

3) реактор на тепловых нейтронах с замедлителем из графита и отводом тепла при помощи натрия;

4) реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением и расширенным воспроизводством ядерного горючего в цикле $\text{U}^{238} - \text{Pu}^{239}$.

Выполнение этой программы опытного строительства атомных электростанций обеспечит возможность отбора лучших типов и позволит также разобраться во многих не вполне еще ясных вопросах физики реакторов.

Мы надеемся, что проводимые нами работы окажутся полезными для тех государств, где по состоянию природных ресурсов необходимо неотложное развитие атомной энергетики.

Остановимся теперь на некоторых физических вопросах, связанных с реакторами, в которых замедление нейтронов происходит в воде. Этим вопросам в последние годы уделялось большое внимание со стороны ученых института, директором которого я являюсь. Реакторы с водяным замедлителем обладают высоким коэффициентом воспроизводства ядерного горючего в соединении с простотой и компактностью конструкции. По нашему мнению, они являются перспективными для большой атомной энергетики ближайшего будущего.

Теория реактора, работающего на тепловых или на быстрых нейтронах, за исключением реакторов с водяным замедлителем, где возникают специфические условия из-за большого влияния на физические процессы надтепловых нейтронов, в настоящее время относительно хорошо разработана. В уран-водной решетке относительно большая доля нейтронов может поглощаться с делением в области энергии приблизительно от 0,1 до 3–5 эВ, т.е. лежащей выше области тепловых энергий и ниже области нижних резонансных уровней U^{238} . Эта доля в зависимости от параметров решетки и глубины выгорания может достигать 80%.

Простейшее теоретическое рассмотрение реактора, в котором влияние надтепловых нейтронов на процесс размножения велико, сделано проф. Фейнбергом в докладе на сессии Академии наук СССР в 1955 г. В расчетах он исходил из элементарной теории замедления, пренебрегая наличием химической связи между протонами замедлителя; тем не менее это допущение позволяет качественно выяснить основные особенности такого реактора, которые возникают главным об-

разом в связи с наличием большого резонансного пика кривой сечения Pu^{239} при 0,3 эВ.

Пока в активной зоне нет плутония, расчетная величина коэффициента размножения k_{∞} мало зависит от наличия поглощения надтепловых нейтронов. Однако при глубоком выгорании урана, когда в нем накапливается значительное количество плутония, учет надтепловых нейтронов оказывается важным. Несмотря на уменьшение η плутония в резонансе 0,3 эВ, увеличение доли захваченных надтепловых нейтронов приводит к росту k_{∞} .

Рассмотрим в качестве примера две решетки с шагом 50 мм и металлическими блоками из обогащенного урана и смеси U^{238} с Pu^{239} .

Как видно из табл. 1, захват нейтронов надтепловой области имеет большое значение для достижения глубокого выгорания урана в реакторе с водяным замедлителем.

Таблица 1

Состав блока	k_{∞}	
	без учета надтепловых нейтронов	с учетом надтепловых нейтронов
0,9% U^{235} + 99,1% U^{238}	1,079	1,047
0,73% Pu^{239} + 99,27% U^{238}	1,079	1,272

Для плутония величина η в пределах надтепловой области, особенно у ее нижнего края, сильно зависит от энергии, поэтому важно знать спектр нейтронов и прежде всего выяснить, в какой степени элементарная теория соответствует действительности.

Для точного расчета процесса формирования спектра нейтронов в интересующей нас области энергии прежде всего следует изучить механизм соударения нейтрона с химически связанным в молекуле воды протоном. Теоретические работы, выполненные Дроздовым и Горюновым, позволили установить зависимость сечений упругого и неупругого рассеяния нейтронов на молекулах водорода и воды от энергии нейтрона ниже 0,5 эВ. В расчетах предполагалось, что рассеяние нейтронов происходит на свободных молекулах водорода и воды. Учитывались ротационные и колебательные уровни молекул. На рис. 1 приведены некоторые из этих результатов. Здесь же для сравнения приведены экспериментальные кривые.

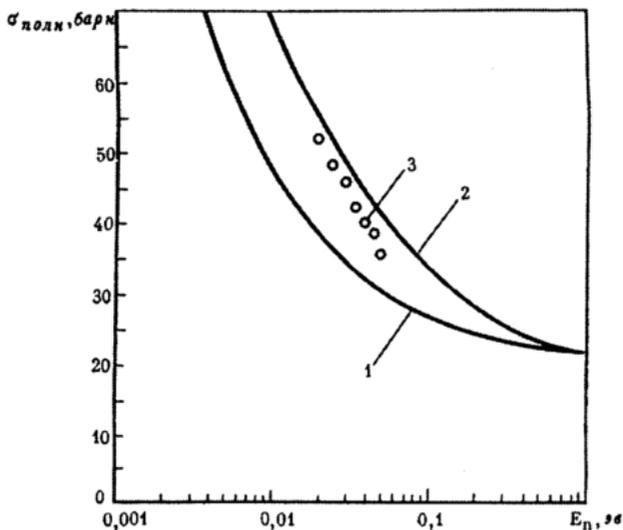


Рис. 1. Сравнение экспериментальных и расчетных значений полного сечения рассеяния нейтронов на связанном водороде: 1 — экспериментальная кривая для молекулярного водорода; 2 — экспериментальная кривая для воды; 3 — расчетные значения, полученные Горюновым

Другой способ проверки элементарной теории заключался в экспериментальном определении важнейших характеристик процессов, имеющих место в надтепловой области, и сопоставлении их с расчетными данными.

Столяровым, Никольским, Катковым и Анциферовым облучались мишени из тонких слоев Pu^{239} и U^{235} , нанесенных на тонкие никелевые подкладки. Мишени помещались в разрезы блоков подкритической уран-водной решетки (рис. 2). По активности осколков деления, которые собирались на бумажных дисках, было определено относительное изменение эффективного сечения Pu^{239} и U^{235} в зависимости от степени жесткости спектра нейтронов в решетке. На рис. 2 эти экспериментальные результаты сопоставлены с теоретической кривой, полученной Фейнбергом. Конечно, эти результаты не могут рассматриваться как доказательство адекватности элементарной схемы замедления природе явления, но они показывают, что эта схема может быть ис-

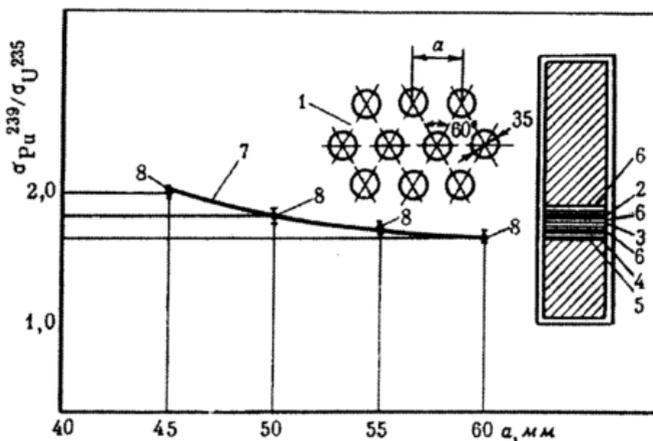


Рис. 2. Эффективные сечения Pu^{239} и U^{235} в подкритической уран-водной решетке: 1 – подкритическая уран-водная треугольная решетка из блоков естественного урана диаметром 35 мм с шагом a (размеры подкритической решетки много больше длины миграции нейтронов, поэтому спектр нейтронов определяется в местах, удаленных от границы); 2 – никелевый диск с нанесенным на нем слоем Pu^{239} ; 3 – бумажный диск для определения фона; 4 – никелевый диск с нанесенным на нем слоем U^{235} ; 5 – медные диски для защиты от осколков деления; 6 – бумажные диски для собирания осколков деления; 7 – теоретическая кривая; 8 – экспериментальные точки, полученные Столяровым, Никольским, Катковым, Анциферовым

пользована для оценки проблемы глубокого выгорания урана в реакторе с водяным замедлителем.

Измерения, выполненные Барковым и Мухиным по определению длины замедления нейтронов от энергии, соответствующей первому индиевому резонансу, до тепловой, показывают, что влияние химической связи на замедление нейтронов невелико.

Комиссаров, Тарабанько и Катков по образованию U^{239} экспериментально определили коэффициент воспроизводства Pu^{239} для начального момента работы реактора, т.е. тогда, когда в активной зоне еще нет Pu^{239} . Экспериментальные и расчетные значения коэффициента воспроизводства как функции шага решетки приведены на рис. 3. Совпадение данных и в этом случае можно считать удовлетворительным.

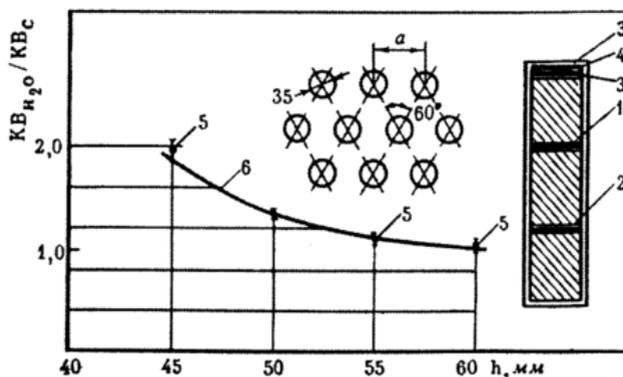


Рис. 3. Коэффициент воспроизводства (KB) ядерного горючего в подкритической уран-водной решетке: 1 – бумажный диск для собирания осколков деления; 2 – урановый диск для последующего измерения β -активности U^{239} ; 3 – бумажные диски для защиты от осколков деления; 4 – бумажный диск для определения фона; 5 – экспериментальные точки, полученные Тарабанько, Комиссаровым, Катковым; 6 – теоретическая кривая

Исходя из вышеизложенных соображений, Фейнберг, Левина, Осмачкин, Новиков и Саульев выполнили на электронной вычислительной машине академика Лебедева серию расчетов глубокого выгорания урана в уран-водных решетках. для этих расчетов были использованы ядерные константы, полученные Мостовым, Певзнером и их сотрудниками на механическом селекторе и Спиваком, Ерозолиским, Кутиковым и другими на графитовой призме. Большое значение при расчете имеет правильный учет поглощения нейтронов в накапливаемом Pu^{240} . Результаты расчетов существенно зависят от принятых значений ядерных констант и предположений, касающихся спектра поглощаемых нейтронов.

С точки зрения возможности выгорания U^{238} большой интерес представляет процесс рециркуляции ядерного горючего, т.е. последовательность кампаний выгорания в уран-водной решетке. Есть основания ожидать, что в уран-водных решетках при использовании циркуляции ядерного горючего может быть достигнуто большее использование U^{238} . Неизбежные и значительные потери ядерного горючего при химической и металлургической переработке приводят к тому, что возможности уран-водной решетки сближаются с возможностями систем

на быстрых нейтронах с расширенным воспроизводством ядерного горючего. Дальнейшее уточнение констант, более детальное изучение процессов замедления и, главное, изучение работы реакторов с водяным замедлителем при больших накоплениях Pu^{239} дадут возможность сделать по этому важному вопросу достоверные выводы.

В связи с возможностью достичь глубокого выгорания урана (в том числе в течение одной кампании) огромное практическое значение приобретает задача создания тепловыделяющего элемента, способного к длительной работе под облучением.

Мы считаем, что спеченная двуокись урана, обладающая устойчивостью при облучении и не растворяющаяся в горячей воде, является прекрасным материалом для блоков уран-водной решетки. Проведенные нами длительные опыты на реакторе РФТ показали, что блоки из окиси урана даже в условиях негерметичности их оболочки работают удовлетворительно, загрязнение контура продуктами деления не происходит, небольшая активность, обусловленная газообразными продуктами деления, быстро исчезает после остановки реактора.

Применение двуокиси приводит к заметному снижению коэффициента воспроизводства в уран-водной решетке. Поэтому мы не прекращаем работ по созданию устойчивых блоков из металлического урана. После ряда неудач группе советских ученых удалось разработать технологию изготовления хороших металлических блоков. При глубине выгорания 3 кг на 1 т урана в таких блоках не наблюдаются изменения формы, и поэтому вполне возможно в будущем ориентироваться на применение металлического урана в уран-водной решетке.

В заключение я хотел бы остановиться на применении обыкновенной воды в системе с ториевым горючим.

Проблема расширенного воспроизводства U^{233} из тория в реакторах на тепловых нейтронах с замедлителем из тяжелой воды и в реакторах на быстрых нейтронах неоднократно обсуждалась сотрудниками института Фейнбергом, Кунегиным и Немировским; были проведены исследования, которые показали, что, применяя обыкновенную воду как замедлитель в системе $\text{Th}^{232} - \text{U}^{233}$, можно получить коэффициент воспроизводства, близкий к 1,2, и таким образом достигнуть полного сжигания тория.

Реактор такого типа состоял бы из активной зоны с пластинчатыми тепловыделяющими элементами, содержащими U^{233} , и зоны воспроизводства, окружающей активную зону и содержащей блоки из Th или

ThO₂. Замедлителем в этом реакторе являлась бы обыкновенная вода при температуре 300 °С и давлении около 100 ата, протекающая между пластинчатыми тепловыделяющими элементами, тепловая нагрузка которых очень велика.

Оценка возможностей такой системы может быть произведена, исходя из расчетов коэффициента воспроизводства при различных соотношениях количества воды, U²³³ и конструкционных материалов. В качестве последних рассматривались алюминий, цирконий, нержавеющая сталь и др. Существенная особенность ториевой системы состоит в том, что величина η для U²³³ в весьма широкой области энергии практически постоянна и равна ~2,3.

Коэффициент воспроизводства ядерного горючего КВ может быть определен простой формулой:

$$КВ = \eta - 1 - \delta,$$

где δ – потеря нейтронов в воде, конструкционных материалах, продуктах деления, в зоне воспроизводства и вследствие образования изотопов U²³⁴, U²³⁶ и даже U²³⁵ (табл. 2).

Таблица 2
Зависимость η от энергии нейтронов для U²³³*

Область энергии нейтронов	η	Источник нейтронов
Тепловые	2,28 ± 0,02	Участки спектра, выделенные фильтрами
0,15–0,5 эВ	2,28 ± 0,09	То же
0,4–3 »	2,24 ± 0,05	»
0,6–6 »	2,24 ± 0,05	»
2,5–25 »	2,28 ± 0,05	»
8–130 »	2,28 ± 0,05	»
30 кэВ	2,25 ± 0,07	Фотонейтроны
140 »	2,43 ± 0,12	»
250 »	2,45 ± 0,12	»
900 »	2,60 ± 0,13	»

*Данные работ Спивака, Ерозолимского, Дорофеева, Лавренчика, Кутикова и Добрынина.

Величина δ сильно зависит как от спектра нейтронов в реакторе, так и от глубины выгорания ядерного горючего в одной кампании.

Потери нейтронов в воде и конструкционных материалах падают вместе с уменьшением количества воды и конструкционных материалов в решетке. При изменении α от 20 до 1 вредные потери нейтронов достаточно малы. При этом спектр поглощения нейтронов в активной зоне довольно жесткий, даже при $\alpha = 20$ (области тепловых энергий) достигает лишь нескольких процентов всего количества поглощаемых в решетке нейтронов, а при $\alpha = 5$ близок к спектру реактора на быстрых нейтронах (рис. 4). При таких α отравление Xe^{136} значительно меньше, чем в реакторах на тепловых нейтронах.

Значительный вклад в величину δ может дать поглощение нейтронов с образованием U^{234} , U^{235} и U^{236} . При 30-процентной глубине выгорания количество U^{234} , накапливающегося в одной кампании, составляет около 3%. Количество U^{235} , накапливающегося за кампанию, составляет $\sim 0,5\%$. Так как резонансный интеграл U^{234} , вероятно, не менее чем в 5 раз меньше резонансного интеграла U^{233} , вклад в величину δ от последнего не превысит 0,005. С течением времени при многих после-

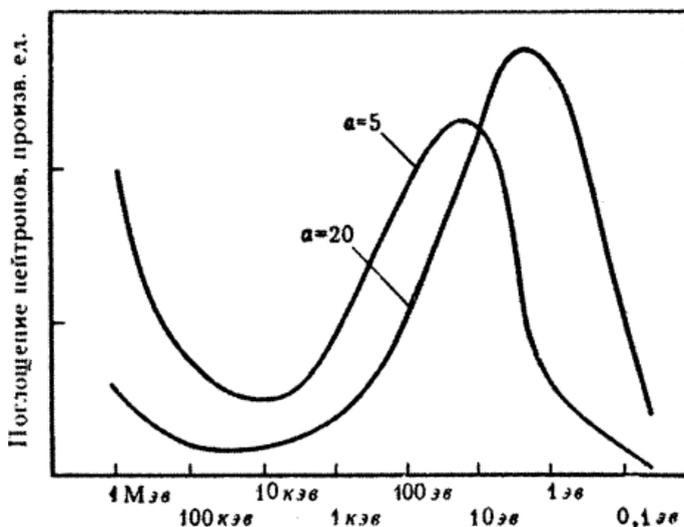


Рис. 4. Спектр поглощения нейтронов в системе $\text{Th}^{232} - \text{U}^{233}$ в зависимости от отношения концентраций атомов водорода и урана α

довательных кампаниях в целях пережигания U^{233} в нем будут накапливаться все большие количества других изотопов урана. Если рассмотреть стационарное состояние системы, которое наступит через значительный промежуток времени, и принять для U^{235} $\eta = 1,5$ (табл. 3) на закадмиевом спектре нейтронов, то величина δ не превысит 0,2. Ее можно уменьшить, выделяя U^{233} из смеси изотопов урана. Этот способ представляется технически и экономически целесообразным еще и потому, что количество перерабатываемого урана в установке по разделению изотопов относительно невелико.

Таблица 3
Зависимость η от энергии нейтронов для U^{235} *

Область энергии нейтронов	η	Источник нейтронов
Тепловые	$2,06 \pm 0,02$	Участки спектра, выделенные фильтрами
0,15–0,5 эВ	$2,06 \pm 0,06$	То же
0,4–3 »	$1,60 \pm 0,04$	»
0,6–6 »	$1,50 \pm 0,04$	»
2,5–25 »	$1,52 \pm 0,04$	»
8–130 »	$1,48 \pm 0,04$	»
30 кэВ	$1,86 \pm 0,04$	Фотонейтроны
140 »	$2,12 \pm 0,10$	»
250 »	$2,21 \pm 0,15$	»
900 »	$2,28 \pm 0,08$	»

*Данные работ Спивака, Ерозолимского, Дорофеева, Лавренчика, Кутикова и Добрынина.

Таким образом, величина коэффициента воспроизводства при цикле $U^{233} - Th^{232}$ в реакторе со значительной долей надтепловых нейтронов может достигать 1,10–1,20 при глубине выгорания в одной кампании 30%.

Для экономически выгодной ядерной энергетики помимо высокого коэффициента воспроизводства необходимо иметь высокую удельную тепловую мощность на единицу веса ядерного горючего. Применяя за-

медлитель из обыкновенной воды, можно довести теплонапряженность единицы объема активной зоны до 1000–2000 кВт при теплонапряженности на единицу веса ядерного горючего 2000–5000 кВт.

Такие теплонапряженности характерны и для активной зоны реакторов на быстрых нейтронах, однако можно указать на одно преимущество рассматриваемого типа реактора. Ядерное горючее в нем может быть «разбавлено» значительным количеством конструкционных материалов, например алюминием, практически без сколько-нибудь заметной потери в коэффициенте воспроизводства, что упрощает задачу создания тепловыделяющих элементов, пригодных к длительной работе. Кстати нужно сказать, что торий в реакторе ведет себя значительно лучше, чем уран. Даже при накоплении в тории больших количеств U^{233} мы не обнаружили ни одного случая выхода из строя блоков из тория и каких-либо изменений, похожих на те, которые хорошо известны для урана.

В Англии весьма осторожно относятся к водяным системам; отчасти поэтому состояние наших работ в этой области освещено в более радужных тонах, чем этого требует осторожность эксперимента. В дополнение к докладу я имею удовольствие передать вам подробные материалы и стану ждать ваших замечаний.

О ВОЗМОЖНОСТИ СОЗДАНИЯ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ В ГАЗОВОМ РАЗРЯДЕ

И.В. Курчатов

Лекция, прочитанная 5 апреля 1956 г. в английском научно-исследовательском ядерном центре в Харуэлле.

Печатается по статье в журнале «Атомная энергия»,
1956 г., № 3, с. 65–75

Среди важнейших проблем современной техники особое место по своему значению занимает проблема энергетического использования термоядерных реакций. Необычайно интересная и вместе с тем очень трудная задача управления термоядерными процессами привлекает в настоящее время внимание физиков во всех странах мира.

Исследования в этой области ведутся под руководством академика Л.А. Арцимовича в нашем институте. Руководящая роль в разработке теоретических вопросов принадлежит академику М.А. Леонтовичу.

Как известно, термоядерные реакции могут возникнуть в том случае, если температура вещества настолько велика, что при тепловых столкновениях атомных ядер имеется заметная вероятность преодоления кулоновского потенциального барьера. Особенно большой интерес представляет возбуждение термоядерных реакций в дейтерии и в смеси дейтерия и трития, так как в этом случае для получения заметного эффекта требуется относительно меньшая температура.

Первыми сведениями о процессах взаимодействия дейтронов физика обязана великому основателю современного учения об атомном ядре — Эрнсту Резерфорду. В одной из своих последних работ он исследовал те ядерные реакции, которые возникают в результате столкновения между двумя дейтронами. В то время нельзя было и подозревать о том, что обнаруженные им новые факты приблизят перспективу овладения источниками энергии, которые до сих пор были скрыты только в горячих недрах сияющего над нами солнца и далеких звезд.

Интенсивность термоядерных реакций в дейтерии должна очень быстро возрастать при повышении температуры — вплоть до температур порядка нескольких миллиардов градусов.

Представление об условиях, необходимых для экспериментального обнаружения термоядерных реакций, можно получить, рассматривая конкретные примеры. При плотности вещества, соответствующей в нормальных условиях твердому телу, для получения одного нейтрона в секунду в 1 г дейтерия требуется температура около $2 \cdot 10^5$ град. В сильно разреженном газе при концентрации атомов порядка 10^{13} для получения такого же эффекта от 1 г дейтерия необходимо создать температуру около $5 \cdot 10^5$ град в объеме, равном $30\,000\text{ м}^3$.

Таким образом, для того чтобы приблизиться хотя бы к порогу возникновения термоядерных реакций, мы должны поднять температуру вещества до очень высокого уровня. При этом уровне температуры дейтерий в стационарных условиях должен представлять собой плазму с ионизацией, близкой к 100%.

Запас энергии, который должен быть сосредоточен в плазме, для того чтобы ее температура поднялась до значений, при которых термоядерные реакции станут достаточно интенсивными, относительно невелик. При температуре 10^6 град тепловая энергия, аккумулированная в 1 г дейтерия, составляет всего лишь несколько киловатт·часов. Примерно столько же энергии требуется, чтобы вскипятить воду в большом семейном самоваре.

Поэтому если изобрести такой метод нагревания плазмы, который практически сведет к нулю тепловые потери, то можно даже при помощи сравнительно маломощного источника энергии вызвать возникновение интенсивных термоядерных реакций. Главная трудность, однако, состоит в том, чтобы исключить тепловые потери, очень быстро растущие с повышением температуры, так как теплопроводность плазмы пропорциональна $T^{5/2}$. При нагревании вещества всего лишь до нескольких десятков тысяч градусов эти потери в случае отсутствия термоизоляции становятся настолько большими, что дальнейшее повышение температуры оказывается невозможным.

При нагревании вещества с большой плотностью появляется еще одно серьезное препятствие: нужно как-то преодолевать огромные механические силы, которые возникают из-за повышения давления с температурой. Пытаясь нагреть твердый или жидкий дейтерий, мы обнаруживаем, что уже при $T = 10^5$ град. давление превышает миллион атмосфер. Поэтому в веществе с большой плотностью термоядерную реакцию можно возбудить только на очень короткий промежуток вре-

мени, и такой процесс всегда будет носить характер взрыва (быть может, впрочем, и неопасного) или кратковременной пульсации.

Рассматривая возможные пути осуществления контролируемых термоядерных реакций большой интенсивности, мы обнаруживаем перед собой очень широкий горизонт различных направлений, по которым можно пойти, пытаясь решить эту задачу.

На одном краю этого горизонта лежат направления, связанные с разработкой методов получения стационарных термоядерных реакций, на другом – путь, основанный на идее о мгновенном повышении температуры при импульсных процессах очень малой длительности. Однако при любом выборе направления исследований мы всегда встречаемся с одним и тем же вопросом: как изолировать плазму, нагретую до очень высокой температуры, от стенок сосуда, в котором она заключена. Другими словами, как удержать в плазме быстрые частицы в течение такого промежутка времени, чтобы заметная их часть успела прореагировать друг с другом.

Одна из идей, возникающая в связи с этим вопросом, заключается в том, чтобы использовать для термоизоляции плазмы магнитное поле. Впервые на это в 1950 году указали академик Сахаров и академик Тамм. В достаточно сильном магнитном поле электроны и ионы могут свободно передвигаться только вдоль силовых линий. В плоскости, перпендикулярной к линиям поля, движение частиц будет происходить по окружностям малого радиуса. Центры этих окружностей могут перемещаться только за счет столкновений и при каждом столкновении – лишь на расстояние порядка радиуса кривизны траектории частицы. Если радиус кривизны траектории мал по сравнению с длиной свободного пробега, то диффузия частиц и теплопроводность плазмы в плоскости, перпендикулярной к магнитному полю, будут резко уменьшены. Теория процессов в полностью ионизированной плазме показывает, что при больших значениях напряженности поля H и высоких температурах коэффициент поперечной теплопроводности обратно пропорционален H^2 и снижается на много порядков меньше, чем в отсутствие магнитного поля. В этих условиях нужно, однако, считаться с потерями энергии на излучение.

Магнитное поле, необходимое для термоизоляции, можно создать, пропуская через плазму достаточно сильный электрический ток. При прохождении тока будет происходить также и нагревание плазмы за счет джоулевых потерь и работы электродинамических сил. Эти сооб-

ражения послужили основанием для развития теоретических и экспериментальных исследований физических процессов, происходящих в плазме, когда через нее проходит сильный электрический ток

Остановимся сначала на исходных теоретических представлениях, которые предшествовали накоплению экспериментальных фактов. Во время прохождения тока должно происходить сжатие плазмы под действием электродинамических сил (притяжение параллельных токов). При этом температура плазмы должна повышаться. Если под действием электродинамического сжатия образуется плазменный шнур, оторванный от стенки камеры, то температура в шнуре может быть оценена из условия равновесия электродинамических сил и давления. Простой расчет показывает, что при таком квазистационарном процессе сжатия температура плазмы должна расти пропорционально квадрату силы тока. Если электроны и ионы находятся в тепловом равновесии друг с другом, то, как известно, температура плазмы выражается следующей формулой:

$$T = I^2 / 4Nk.$$

В этой формуле I – сила тока в электромагнитной системе единиц, N – число ионов одного знака на 1 см длины разрядной камеры и k – константа Больцмана. Исследование условий теплового равновесия показало, что при $N \sim 10^{17}$ температура электронов и ионов должна быть практически одинакова. При существенно меньших значениях N будут нагреваться только электроны.

Оторванный от стенок плазменный шнур может существовать только в тот промежуток времени, когда сила разрядного тока возрастает. При постоянной силе тока шнур должен разваливаться и касаться стенок.

Очевидно, что посредством пропускания тока через плазму нельзя возбудить термоядерную реакцию с постоянным выходом в течение длительного времени. Можно рассчитывать только на периодическое осуществление циклов разогрева плазмы с возбуждением интенсивных термоядерных реакций в той фазе каждого цикла, которой соответствует максимальная величина тока. Расчеты ожидаемого термоядерного эффекта привели к парадоксальному результату на первый взгляд. Оказалось, что общее число элементарных актов ядерного взаимодействия за один цикл разогрева при заданной максимальной силе тока не должно зависеть от длительности этого цикла. Поэтому можно

было надеяться на возбуждение очень интенсивных термоядерных реакций при кратковременных импульсных разрядах в дейтерии, если сила тока достаточно велика. На основании теоретических расчетов следовало ожидать, что уже при силе тока около 300 кА должно появиться заметное нейтронное излучение термоядерного происхождения. При силе тока в несколько миллионов ампер оно должно достигнуть чрезвычайно большой интенсивности. Таковы были теоретические прогнозы перед началом экспериментальных работ.

Дальнейшее развитие представлений о характере процессов, которые имеют место в плазме при прохождении больших токов, целиком определялось новыми фактами, обнаруженными в результате экспериментального исследования мощных импульсных разрядов.

Результаты этих экспериментов совершенно изменили ландшафт и краски той картины, которая была создана первыми попытками теоретического изучения проблемы.

Экспериментальные исследования мощных импульсных разрядов производились в широком диапазоне изменения основных параметров, характеризующих начальные условия разряда¹. Изучались процессы прохождения тока через водород, дейтерий, гелий, аргон, ксенон и газовые смеси (дейтерий–гелий, дейтерий–аргон, дейтерий–ксенон) с разными содержаниями компонентов. Измерения выполнялись в интервале начальных давлений газа от 0,005 мм рт. ст. до 1 ат. Основные опыты производились с прямыми разрядными трубками. Длина разрядного промежутка в различных опытах варьировалась от нескольких сантиметров до 2 м, а диаметр — от 5 до 60 см. Разряд питался напряжением в несколько десятков киловольт. Максимальная сила тока в разряде составляла от 100 до 2 млн А, а скорость нарастания тока измерялась в пределах от 10^{10} до 10^{12} А/с. Максимальная мгновенная мощность, выделявшаяся в плазме, доходила в этих опытах до 40 млн. кВт. Источниками электрического питания разряда служили батареи высоковольтных конденсаторов. Шины, собирающие ток от конденсаторов и подводящие его к разрядному промежутку, были сконструированы так, чтобы свести к минимуму паразитную индуктивность электрического контура, ограничивающую величину тока и скорость его нараста-

¹В Англии в последние годы импульсные разряды в газах изучались Крэггом с сотрудниками, Кузинсом и Уором и др. — Прим. И.В. Курчатова.

ния. При напряжении, равном 50 кВ, и общей емкости конденсаторных батарей, достигающей нескольких сот микрофард, паразитная индуктивность контура вместе с включающим устройством доводилась до 0,02–0,03 мкГн (в тех случаях, когда изучались процессы с максимальной скоростью нарастания тока).

Для изучения импульсных разрядов большой мощности были разработаны и использованы методы осциллографического измерения различных параметров, характеризующих состояние плазмы во время прохождения тока. Кроме осциллографической методики, применялась также сверхскоростная киносъемка (до двух миллионов кадров в секунду) и фотографирование при помощи ячеек Керра, снабженных специальными затворами электровзрывного действия.

Кроме величины разрядного тока и напряжения, осциллографировалась также интенсивность отдельных спектральных линий свечения плазмы, интенсивность нейтронного и рентгеновского излучений, импульсы давления, регистрируемые при помощи пьезоэлементов, а также мгновенные значения напряженностей магнитного и электрического полей в различных точках плазмы. Для измерения магнитных и электрических полей использовались зонды в виде миниатюрных катушек, петель и игольчатых электродов различной формы, которые могли помещаться в разных местах внутри разрядной камеры.

Многочисленные результаты, полученные в этом цикле экспериментальных исследований, не укладываются в рамки данного сообщения. Здесь можно кратко коснуться только небольшой доли этого экспериментального материала.

Наибольший интерес представляет изучение первой фазы импульсного разряда, в течение которой ток в плазме нарастает от нуля до максимального значения. В опытах, о которых здесь говорится, длительность этой фазы составляла от 3 до 30 мкс. В самой начальной стадии разряда после пробоя газа происходит плавное нарастание тока и напряжения в разрядном промежутке. Затем в некоторый момент времени наблюдается уменьшение напряжения, происходящее резким скачком. На осциллограмме тока в тот же момент времени появляется более или менее сильно выраженный излом (см. рис. 1, на котором схематически изображен общий характер изменения тока и напряжения во время процесса, а также осциллограммы на рис. 2). После первого срыва напряжение сначала очень быстро возрастает, а затем опять резко падает. В момент, соответствующий второму срыву напряжения,

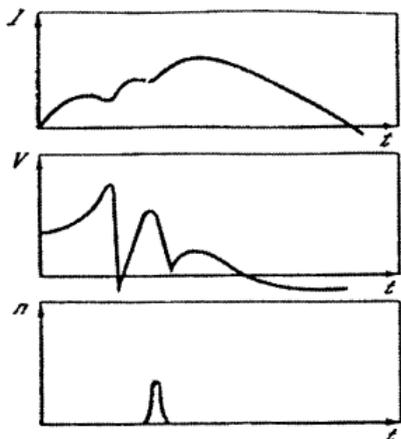


Рис. 1. Общий характер изменения тока и напряжения в импульсном разряде и нейтронный импульс, сопровождающий разряд

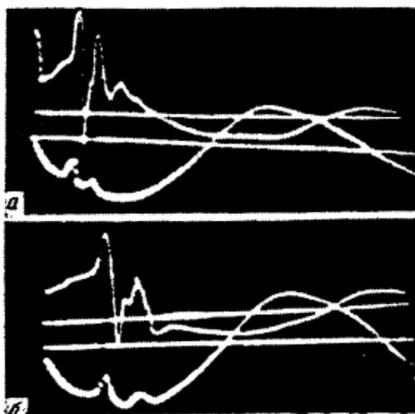


Рис. 2. Осциллограммы тока и напряжения для разряда в дейтерии при $V_0 = 40$ кВ и $p_0 = 5 \cdot 10^{-2}$ мм рт. ст. (а) и 0,2 мм рт. ст. (б)

на осциллограмме тока появляется следующий излом. Иногда наблюдаются три последовательных нарушения плавного хода тока и напряжения в первой фазе разряда.

Эти характерные черты импульсных разрядов с большой силой тока выражены особенно отчетливо в тех случаях, когда разряд происходит в газе с небольшим атомным весом (водород, дейтерий, гелий) и начальное давление невелико.

При скорости нарастания тока порядка 10^{11} А/с интервал времени от пробоя газа до момента появления первого срыва напряжения составляет несколько микросекунд.

Длительность этого интервала времени является закономерной функцией параметров, характеризующих начальные условия разряда. При заданном диаметре разрядной трубки она изменяется приблизительно как корень четвертой степени от массы газа, приходящейся на 1 см длины разрядного промежутка.

При импульсном разряде с большой скоростью нарастания тока индуктивное падение напряжения в плазме значительно превосходит омическое. Поэтому, пользуясь осциллограммами тока и напряжения, можно найти зависимость индуктивности плазменного шнура от вре-

мени и из этих данных определить, как на разных стадиях процесса изменяется радиус этого шнура. Такой анализ показывает, что во всех случаях самая начальная стадия процесса характеризуется увеличением индуктивности, обусловленным сжатием плазмы по направлению к оси разрядной трубки. Плазма сжимается тем быстрее, чем больше начальная скорость нарастания тока (то есть величина производной dI/dt) и чем меньше плотность газа. В момент появления излома на осциллограмме тока и резкого падения напряжения индуктивность начинает уменьшаться. Это означает, что этот момент времени соответствует максимальной степени сжатия плазменного шнура. Вслед за этим происходит быстрое расширение плазмы. Если на осциллограмме тока наблюдается несколько изломов, то это означает, что происходят последовательные сжатия и расширения шнура.

Эти выводы, полученные из анализа осциллограмм тока и напряжения, полностью подтверждаются данными, которые получены при помощи сверхскоростной кино съемки импульсных разрядов в трубках с прозрачными стенками. На прилагаемой фотографии (рис. 3) даны четыре последовательных кадра, полученных при кино съемке импульсного разряда в дейтерии при давлении 0,1 мм рт. ст. и максимальной силе тока около 200 кА. Эти кадры, следующие друг за другом через 0,5 мкс, захватывают небольшой интервал развития процесса вблизи момента времени, которому соответствуют излом тока и падение напряжения. Минимальный диаметр плазменного шнура соответствует именно этому моменту времени (кадры кино съемки сфазированы с осциллограммами тока и напряжения).

Следующий снимок (рис. 4) получен путем использования кино съемочной аппаратуры в режиме непрерывной фоторегистрации. При этом методе узкая щель, расположенная перпендикулярно к оси разрядной трубки, вырезает короткий участок разрядного промежутка и его изображение развертывается с большой скоростью вдоль киноленты. Благодаря этому на пленке получается непрерывная картина изменения диаметра небольшого участка плазменного шнура. Приведенный снимок сделан при разряде в дейтерии с максимальной силой тока около миллиона ампер. Начальное давление газа составляло 10 мм рт. ст. Отчетливо видны момент максимального сжатия и последующее развитие процесса. На рис. 5, 6 приведены снимки сжимающегося плазменного шнура, полученные при помощи ячейки Керра.

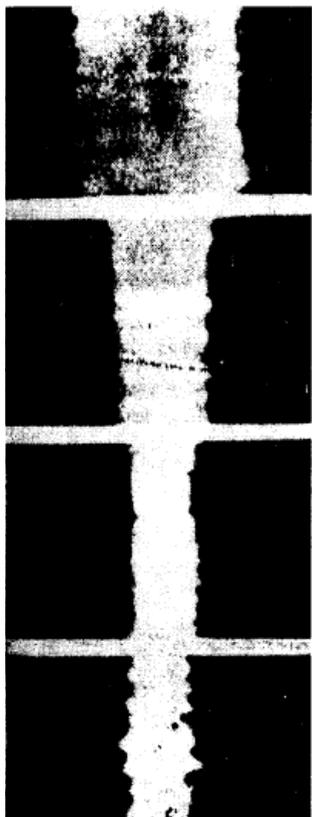


Рис. 3. Развитие импульсного разряда в дейтерии при давлении 0,1 мм рт. ст. и максимальной силе тока ~200 кА



Рис. 4. Фоторазвертка разряда в дейтерии при давлении $p_0 = 10$ мм рт. ст. Electroды полусферические. Расстояние между электродами 45 мм, $I_{\max} = 1,2 \cdot 10^6$ А, $T/4 = 9,5$ мкс. Диаметр камеры 180 мм



Рис. 5. Момент сжатия канала разряда. Экспозиция 0,2 мкс. Снимок разряда ячейкой Керра. Разряд дейтерия при давлении $p_0 = 1$ мм рт. ст. Расстояние между электродами 45 мм, диаметр камеры 180 мм

Ценные сведения об основных физических процессах, происходящих во время интенсивного импульсного разряда, дают измерения напряженности магнитного и электрического полей в плазме. На основании измерений магнитного поля можно нарисовать следующую картину распределения тока в плазме. Непосредственно после пробоя область, занятая током, представляет собой тонкий цилиндрический слой, прилегающий к стенкам разрядной трубки. Внутренняя граница

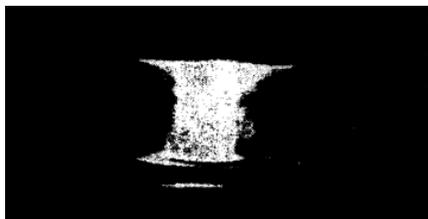


Рис. 6. Снимок разряда, полученный при помощи ячейки Керра спустя 2,2 мкс после старта. Экспозиция 0,2 мкс. Начальное давление дейтерия $p_0 = 1$ мм рт. ст. Расстояние между электродами 45 мм

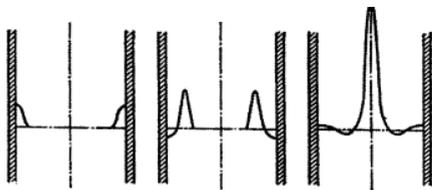


Рис. 7. Распределение плотности тока по сечению разрядной трубки в различные моменты времени

этого слоя сначала медленно, а затем более быстро стягивается по направлению к оси. Благодаря движению внутренней границы тока он через некоторый промежуток времени заполняет всю трубку. Момент времени, когда ток доходит до оси, практически совпадает с первым изломом на его осциллограмме. Плотность тока вблизи оси разряда в этот момент времени в несколько десятков раз превосходит среднюю плотность тока по сечению трубки. При последующих расширениях и сжатиях плотность тока в центральной области радиусом в несколько сантиметров продолжает оставаться все время очень высокой, хотя и испытывает заметные колебания.

Распределение плотности тока по сечению разрядной трубки в различные моменты времени схематически изображено на рис. 7. Слева показано распределение плотности тока в самой начальной стадии разряда. Рисунок в центре относится к тому моменту времени, когда происходит движение тока к оси. Справа мы видим распределение плотности тока после первого сжатия плазменного шнура. Интересной особенностью этой стадии процесса является то, что в некоторой зоне разряда ток изменяет направление и течет в обратную сторону.

Величиной, непосредственно характеризующей динамику процессов импульсного разряда, является скорость движения ионизированного газа. В плазме с достаточно высокой проводимостью эта скорость определяется отношением напряженности продольного электрического поля E к величине магнитного поля H :

$$v = cE/H.$$

Измерения E и H показывают, что в импульсном разряде с быстрым нарастанием тока скорость радиального движения плазмы может иметь очень большую величину. Для газов с малой плотностью максимальная скорость при сжатии и расширении плазменного шнура в описываемых экспериментах достигала сотен километров в секунду. Это означает, что кинетическая энергия направленного движения ионов в плазме измеряется величинами порядка нескольких сотен электрон-вольт.

Одним из наиболее интересных эффектов, наблюдаемых при мощных импульсных разрядах в легких газах, является возникновение жестких излучений. В 1952 году, вскоре после начала экспериментальных исследований импульсных разрядов было обнаружено, что при достаточно большой силе тока разряд в дейтерии становится источником нейтронов.

Первые опыты, поставленные для изучения этого явления, показали, что нейтроны появляются в таких условиях, когда максимальная сила тока в разряде достигает 400–500 кА и начальное давление дейтерия составляет около 0,1 мм. Нейтронное излучение наблюдалось в довольно узком интервале давлений, и его интенсивность быстро возрастала при увеличении напряжения на разрядной трубке, т.е. при увеличении максимальной величины тока. Индикатором нейтронов в этих первых экспериментах служила радиоактивность серебряной мишени, помещавшейся в парафиновом блоке вблизи разрядной трубки. Так как можно было предположить, что наблюдаемое нейтронное излучение связано только с бомбардировкой ускоренными дейтронами дейтерия, адсорбированного электродами или стенками трубки, то были поставлены контрольные опыты, которые не подтвердили этого простейшего предположения.

На ранней стадии исследования вполне естественно было допустить, что нейтроны возникают в результате термоядерных реакций в плазме, нагретой до высокой температуры. Этот эффект заранее ожидался, и в пользу такой точки зрения говорило прежде всего то обстоятельство, что он был обнаружен в условиях, полностью соответствующих априорным теоретическим предсказаниям. Наблюдавшаяся в первых опытах закономерность нейтронного излучения (зависимость от давления и величины тока) качественно соответствовала предположению о том, что это явление вызвано термоядерным механизмом. Однако через очень короткий промежуток времени возникли серьез-

ные сомнения в правильности такой привлекательной гипотезы. Они появились после того, как было установлено, что нейтроны возникают и при сравнительно небольших значениях силы тока в разрядах с максимальной силой тока около 150 кА. Согласно первоначальным расчетам интенсивность термоядерных реакций при силе тока около 150 кА должна была бы практически равняться нулю.

В дальнейших опытах для регистрации нейтронов были использованы сцинтилляционные счетчики с выходом на осциллограф. При помощи этой методики удалось найти связь между моментом появления нейтронов и характерными свойствами разряда. Было установлено, что нейтроны всегда возникают перед вторым изломом на осциллограмме тока, т.е. в тот момент, когда плазма испытывает вторичное сжатие (рис. 8). В момент первого сжатия плазмы нейтроны не возникают. Испускание нейтронов всегда имеет характер короткого импульса с крутым фронтом. Нарастание этого импульса происходит за несколько десятых микросекунды. Эти основные результаты осциллографического исследования противоречат первоначальному предположению о том, что испускание нейтронов является результатом квазистационарного нагрева плазмы, при котором температура растет пропорционально квадрату силы тока.

В процессе дальнейшего изучения было обнаружено много интересных фактов, относящихся к нейтронному излучению плазмы. В частности, было установлено, что в разрядных трубках специальной

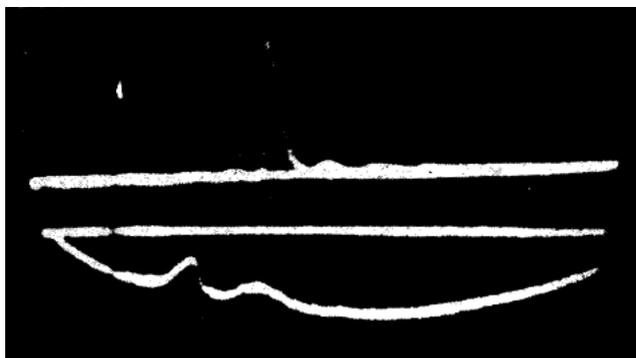


Рис. 8. Осциллограмма тока и нейтронного импульса для разряда в дейтерии при $V_0 = 40$ кВ и $p_0 = 5 \cdot 10^{-2}$ мм рт. ст.

конструкции нейтроны могут возникать при довольно больших значениях плотности дейтерия — вплоть до начальных давлений порядка нескольких десятков миллиметров. Этот факт указывает на то, что нейтронное излучение является весьма нетривиальным эффектом.

Было обнаружено, что импульсный разряд является не только источником нейтронов, но также и источником жестких рентгеновских лучей. Жесткое рентгеновское излучение возникает при прохождении больших токов через водород, дейтерий и гелий. Излучение при разрядах в дейтерии всегда состоит из коротких импульсов. Импульсы, вызываемые нейтронами и рентгеновскими квантами, могут быть точно сфазированы на осциллограммах. При этом оказывается, что они возникают одновременно. Энергия рентгеновских квантов, появляющихся при импульсных электрических процессах в водороде и дейтерии, достигает 300—400 кэВ. Следует отметить, что в тот момент, когда возникают кванты с такой большой энергией, напряжение, приложенное к разрядной трубке, составляет всего лишь около 10 кВ.

Теоретический анализ сложных явлений, которые происходят в плазме импульсного разряда, пульсирующей под действием электродинамических сил, находится пока еще в такой стадии, когда ряд фактов не получил надлежащего объяснения. Однако общая картина процесса постепенно проясняется, и некоторые характерные черты явлений становятся понятными.

В настоящее время совершенно ясно, что процессы сжатия и расширения плазмы не являются квазистационарными процессами, для которых характерно равновесие сил внешнего и внутреннего давления.

В уравнениях, описывающих динамику импульсного процесса, главную роль играет член, учитывающий изменение количества движения ионизированного газа под действием сил магнитного давления. Поэтому кинетическая энергия направленного движения может на некоторых стадиях процесса значительно превосходить тепловую энергию, сосредоточенную в плазме.

В начальной стадии разряда внутреннее давление в плазме мало, поэтому электродинамические силы создают в плазме ускорение, направленное по радиусу к оси разрядной трубки. Работа электродинамических сил расходуется, таким образом, не на повышение температуры, а на сообщение кинетической энергии сходящемуся цилиндрическому слою плазмы. На этой стадии разрядная трубка работает как своеобразный ускоритель, в котором частицы разгоняются магнитным

полем. При этом, так как заряженные частицы разных знаков двигаются с одинаковой скоростью, ионы приобретают большую кинетическую энергию, в то время как энергия электронов из-за их малой массы почти не изменяется. С точки зрения газодинамики процесс сжатия следует рассматривать как такое явление, при котором в плазме образуется цилиндрическая ударная волна, сходящаяся к оси. Перед внутренним фронтом этой волны вначале находится нейтральный газ. При движении волны газ увлекается вместе с заряженными частицами плазмы и одновременно с этим происходит ионизация его атомов. Поэтому масса вещества, приходящего в движение, постепенно возрастает и общее число электронов и ионов в плазме быстро увеличивается.

Если подсчитать скорость, которую сжимающийся газ приобретает в результате работы магнитных сил, то можно определить длительность процесса сжатия. Оказывается, что она должна быть приблизительно пропорциональна величине $4\sqrt{M/V_0^2}$, где M – масса газа, приходящаяся на единицу длины разрядной трубки, а V_0 – начальное напряжение. Это вполне соответствует эмпирически найденной зависимости, характеризующей длительность промежутка времени от пробоя до первого излома на осциллограмме тока.

Последняя стадия кумулятивного сжатия наступает тогда, когда ускоренная магнитным полем плазма достигает оси. В этот момент значительная часть энергии направленного движения превращается в тепло, и резко повышаются давление и температура плазмы. В фазе максимального сжатия температура плазмы достигает величины порядка миллиона градусов. Характер процессов, происходящих в момент максимального сжатия, еще не очень ясен, однако очевидно, что после момента максимальной кумуляции должна возникнуть расходящаяся ударная волна, увлекающая плазму по направлению к стенкам. При возникновении расходящейся волны внутри нее должна образоваться зона разрежения. Расходящаяся волна должна быстро затормозиться под действием сжимающих ток электродинамических сил, благодаря чему вновь наступает фаза сжатия. Она отличается от первой фазы тем, что при повторном сжатии плотность вещества во внутренней зоне разряда мала и газ в этой зоне, по-видимому, практически полностью ионизирован. Благодаря этому в фазе повторного сжатия создаются условия, благоприятствующие ускорению в продольном электрическом поле некоторой группы ионов и электронов, находя-

щихся вблизи оси разряда, т.е. в той области, где магнитное поле мало. Здесь можно увидеть некоторую аналогию с ускорительным механизмом, предложенным Ферми в теории происхождения космических лучей. Плазма, обладающая высокой электропроводностью, движется вместе со своим магнитным полем и для частиц во внутренней зоне играет роль сходящейся магнитной стенки, от которой запертые внутри нее электроны и ионы многократно отражаются, каждый раз увеличивая свою энергию. Ускорение ионов и электронов в продольном электрическом поле вблизи оси разряда, возможно, и является той причиной, которая вызывает появление нейтронов и жесткого рентгеновского излучения. Напряженность продольного электрического поля в фазе второго сжатия очень велика. Она может во много раз превосходить величину, обусловленную одним лишь внешним напряжением, приложенным в этот момент времени к разрядной трубке.

Однако мы должны констатировать, что далеко не все стороны этого ускорительного механизма выяснены. Следует отметить, что при некоторых условиях благодаря влиянию полей, создаваемых объемными зарядами, ускорение ионов в продольном электрическом поле оказывается возможным и за пределами центральной зоны разряда. Существенную роль в процессе ускорения частиц в плазме могут играть некоторые виды неустойчивости, свойственные плазменному шнуру. В частности, для ускорения электронов большое значение может иметь один из видов этой неустойчивости, наблюдаемый на опыте. Он заключается в самопроизвольном зарождении продольного магнитного поля в плазме благодаря вихревому закручиванию плазменного шнура.

Если после второго сжатия произойдет еще несколько радиальных колебаний плазменного шнура, то процесс ускорения частиц может несколько раз повторяться. На опыте до сих пор удавалось наблюдать не более трех последовательных колебаний. Это, однако, может объясняться тем, что в некоторый момент времени начинает сказываться взаимодействие плазмы со стенками разрядной камеры, приводящее к испарению материала стенок и появлению заметного количества посторонних газов в объеме.

Мы рассмотрели некоторые черты явлений, обнаруженных при исследовании мощных импульсных разрядов в газах с малой плотностью. Перспективы дальнейшей работы в этом направлении в значительной мере зависят от того, удастся ли создать условия, при которых плаз-

менный шнур будет испытывать во время увеличения тока многократные колебания, не касаясь стенок. Есть серьезные сомнения в том, что это удастся сделать.

Оценивая перспективы различных направлений, которые могут привести к решению задачи получения термоядерных реакций большой интенсивности, мы не можем сейчас полностью исключить дальнейшие попытки достигнуть этой цели путем использования импульсных разрядов. Вместе с тем мы должны тщательно изучать и другие варианты решения задачи. Значительный интерес среди них представляют те, в которых могут быть использованы стационарные процессы.

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ЕЕ РОЛЬ В ТЕХНИЧЕСКОМ ПРОГРЕССЕ

А.П. Александров

Генеральный адрес, зачитанный на открытии конференции
VII мирового энергетического конгресса, Москва, 20 августа 1968 г.
Печатается по статье в журнале «Атомная энергия»,
1968 г., т. 25, вып. 5, с. 356–362

Уважаемые коллеги, мне выпала высокая честь выступить перед вами на пленарном заседании VII Мирового Энергетического Конгресса – наиболее представительном и квалифицированном собрании энергетиков всего мира.

Энергетика является одной из важнейших для человечества областей научно-технического творчества. Это творчество – процесс по существу коллективный. В нем участвуют ученые, инженеры, рабочие и деятели промышленности многих стран, сотрудничающих или соревнующихся друг с другом.

Интеллект в этом научно-техническом творчестве выступает на равных правах с техническим потенциалом, и поэтому все страны – не только большие, но и малые вносят в это коллективное творчество свой вклад, иногда очень весомый или решающий, как это показывает история энергетики.

Представительный международный обзор результатов технического творчества в области энергетики и путей его дальнейшего развития, являющийся целью конгресса, имеет важное значение и будет стимулировать дальнейший прогресс.

Этот конгресс происходит в знаменательный период, когда техника начала применять для пользы человечества новые энергетические ресурсы, энергию, освобождаемую при превращениях атомных ядер.

Хотя в настоящее время за счет ядерных ресурсов покрывается менее 1% мирового потребления энергоресурсов, это важный зародыш нового крупнейшего направления развития.

Возможность технического использования ресурсов энергии, освобождаемой при делении тяжелых ядер, и энергии синтеза легких ядер в принципе изменила ситуацию, существовавшую в первой половине нашего века.

Дамоклов меч топливной недостаточности, угрожавший развитию материальной культуры уже в сравнительно недалеком будущем, устранен на практически неограниченное время.

Конечно, принципиальная возможность привлечения новых ресурсов еще не является решающей. Кроме физической и технической возможности необходимо, чтобы использование новых ресурсов было экономически целесообразно, чтобы они были конкурентоспособны с традиционными. За прошедшие с пуска в СССР первой экспериментальной атомной электростанции 14 лет большой творческий вклад в развитие атомных электростанций, внесенный Великобританией, СССР, США, Францией и рядом других стран, привел к тому, что энергия деления тяжелых ядер сделалась вполне конкурентоспособной с традиционными видами топлива в тех районах, где его стоимость повышена за счет стоимости дальней транспортировки.

Более того, предложено несколько соревнующихся технических концепций использования энергии деления, что является залогом быстрого технического совершенствования создаваемых систем и улучшения их экономичности.

Так, например, с уже хорошо зарекомендовавшими себя корпусными реакторами с легкой водой, особенно развивающимися в США и Советском Союзе, и традиционными для Великобритании реакторами корпусного типа с углекислотным охлаждением сейчас соревнуются реакторы с трубами под давлением, бескорпусные, имеющие тяжеловодный, как в канадских, великобританском, итальянском, индийском и японском вариантах, или графитовый замедлитель, как это было в первой атомной станции, а затем Белоярской и строящихся новых станциях большой мощности в СССР. Ряд новых концепций как тепловых, так и быстрых реакторов с разными теплоносителями — газами, расплавленными солями, металлическими композициями с неподвижным или циркулирующим топливом — разрабатываются в Великобритании, СССР и странах социалистического содружества, Соединенных Штатах Америки, Франции, Западной Германии, Швеции и ряде других стран, в некоторых случаях объединяющих свои усилия.

Нет сомнения, что многие из этих разработок, как например, реактор с расплавленными солями и высокотемпературные реакторы с газовым охлаждением, найдут свои области конкурентоспособности.

На грани конкурентоспособности находятся и возможности использования колоссальных ресурсов урана-238 и тория-232, пути экономического превращения которых в делящиеся элементы плутоний-239 и уран-233 находятся в стадии инженерной доработки.

Более отдаленной рисуется перспектива использования энергии термоядерного синтеза легких элементов, однако и здесь, в труднейшей области физической теории и эксперимента, усилия научных коллективов разных стран ощутимо приблизили решение, и я думаю, хотя мне хорошо известны данные о продолжительности жизни, у меня есть большие шансы увидеть первые устройства с самоподдерживающейся управляемой реакцией синтеза тритий-дейтериевой смеси.

Значение введения в эксплуатацию ресурсов ядерной энергии не исчерпывается тем, что практически навсегда будет снята угроза топливной недостаточности.

Ядерная энергетика будет иметь и важное социальное значение. Смягчение остроты топливной проблемы несомненно приведет и к снижению значения этой проблемы как фактора политической напряженности.

Введение ядерной энергетики приведет к более равномерным возможностям развития стран, пользующихся в настоящее время дорогостоящим импортируемым топливом. Благодаря исключительно высокой энергоемкости ядерного горючего стоимость транспортировки его в любые места земного шара относительно низка. Поэтому районы и страны, обделенные природой и не имеющие традиционных топливных ресурсов, смогут получать относительно недорогие ядерные энергоресурсы. Это будет способствовать более быстрому техническому прогрессу в них вместо депрессии, ожидавшейся по мере роста стоимости привозного топлива. В перспективе же, когда будет экономичен процесс сжигания всего урана-238, почти каждая страна будет в состоянии иметь в достатке собственное ядерное топливо для своего развития.

Однако, несмотря на эти оптимистические прогнозы, в целом достаточно обоснованные, дело обстоит не так просто, и для реализации предоставленных физикой возможностей необходимо пройти еще трудный путь, и на этом пути перед нами вырисовывается огромное поле научной и технической деятельности.

Все существующие в настоящее время атомные электростанции построены на делении урана-235 и очень малом, около 1%, попутном

использовании урана-238. Хотя на использовании урана-235 в ближайшие 10–20 лет, вероятно, будут созданы мощности электроэнергетики того же масштаба, что существуют сейчас в мире, ввод в действие ресурсов урана-235 не является решающим с точки зрения общей величины мировых энергоресурсов. Атомные электростанции на тепловых нейтронах имеют сейчас, прежде всего, экономическую целесообразность. Во многих случаях строительство их — это наиболее рациональный путь снижения дефицита традиционных видов топлива. Нужно подчеркнуть, что происходящее сейчас ускоренное развитие атомной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах не исключает обычной энергетики, но облегчает задачи энергоснабжения недостаточных по топливу районов, и, таким образом, обычная и атомная энергетика не вытесняют, а взаимно дополняют друг друга на данном этапе развития.

Кроме того, энергетика на тепловых реакторах подготавливает будущее развертывание энергетики с реакторами-размножителями на быстрых нейтронах, использующих большую часть урана-238. Когда мы говорим о практически неисчерпаемых энергоресурсах ядерного горючего, то мы имеем в виду необходимость и возможность ввода в игру вторичного горючего — плутония и использования за этот счет большей части запасов урана-238.

Без этого не может быть речи о длительном развитии ядерной энергетики в тех масштабах, которые определяются современным темпом технического прогресса, так как ресурсы урана-235 для этого будут недостаточны.

Масштабом наработки плутония в тепловых реакторах определяется масштаб возможного и рационального начального создания экономически конкурентоспособных реакторов на быстрых нейтронах; поэтому о роли тепловых реакторов как конверторов урана в плутоний нельзя забывать. Накопление плутония в реакторах на тепловых нейтронах имеет первостепенное значение для будущего энергетики, хотя сейчас экономически выгоднее путем глубокого выгорания ядерного горючего достигать более низкого значения стоимости топливной составляющей, что сильно уменьшает выход плутония. Однако этот процесс управляем и может быть приведен к оптимизации соответствующей политикой цен или налогов. Будущая крупная атомная энергетика должна быть способной, в смысле ядерного топлива, к саморазвитию, то есть, используя процесс размножения плутония в реакторах на быс-

трех нейтронах, должна обеспечить полное снабжение себя вторичным ядерным горючим — плутонием, с подачей в топливный цикл извне только недефицитного урана-238.

Советский Союз, Соединенные Штаты, Англия, Франция и некоторые другие страны в настоящее время строят или проектируют относительно крупные реакторы на быстрых нейтронах, которые предназначаются в сущности для отработки инженерных аспектов технологии. Можно ожидать, что в 1975—1980 гг. конкурентоспособность быстрых реакторов будет достигнута. Но для того, чтобы ядерная энергетика могла развиваться, необходимо добиться не только экономической конкурентоспособности энергетики с реакторами на быстрых нейтронах, что, конечно, является необходимым условием, но и обеспечить настолько быстрый темп наработки вторичного плутония, чтобы возможный темп нарастания энергетики на «собственном» вторичном горючем был бы не ниже необходимого для данной страны или совокупности стран темпа развития энергетики.

Существующие и создаваемые сейчас в ближайшие 10—15 лет реакторы на тепловых нейтронах дадут возможность обеспечить плутонием относительно небольшое количество реакторов на быстрых нейтронах, что позволит лет за 10 после 1975—1980 гг. создать мощности реакторов на быстрых нейтронах примерно того же порядка, какие будут существовать к тому времени в той или иной стране на тепловых реакторах. Дальнейший рост энергетики может идти только за счет собственного расширенного воспроизводства плутония на созданных быстрых реакторах.

Рассуждения о том, что первую загрузку быстрых реакторов целесообразно делать из двуоксида урана-235, имеют крайне ограничение значение, так как очень низкий коэффициент воспроизводства в этом топливном цикле делает его экономически менее эффективным, чем первоначальная зарядка плутонием, накапливающимся в тепловых реакторах и, кроме того, при этом невозможно создать должный темп развития. Поэтому загрузка ураном-235 целесообразна только для увеличения фронта отработки инженерных проблем.

Учитывая, что время удвоения мощностей электроэнергетики для Советского Союза составляет около семи лет, а для Соединенных Штатов около десяти лет, а способность к развитию атомной энергетики на быстрых нейтронах должна быть опережающей обычную, реакторы на быстрых нейтронах должны удваивать количество вложенного

в них плутония за 5–7 лет. При этом нужно иметь в виду, что эти 5–7 лет должны являться фактическим сроком удвоения с учетом коэффициента загрузки станции, распределения воспроизводства в разных зонах реактора и потерь при переработке.

Ясно, что производство плутония для расширяющегося по экспоненте развития энергетики может быть возложено только на бридеры на быстрых нейтронах, работающие в режиме базовой нагрузки. При этом они должны будут нарабатывать плутоний не только для развития мощностей базовых станций, но и выделять некоторую часть его для обеспечения необходимого темпа развития мощностей и работы станций, работающих в режиме регулирования. В целом это приводит к требованию, чтобы расчетное время удвоения плутония в базовых станциях было не более 3–4 лет.

Только в этом случае переход на ядерную энергетику на реакторах на быстрых нейтронах, который в заметной мере начнется с 80-х годов, сможет произойти без снижения темпов развития энергетики и, следовательно, без задержки технического прогресса.

Существующие и строящиеся реакторы на быстрых нейтронах дают время удвоения плутония в 2–4 раза хуже, чем требуется. Это определяется, главным образом, несовершенным топливным циклом: пригодные для высокотемпературных реакторов окисные и в меньшей степени карбидные топливные элементы из-за меньшей удельной плотности плутония в активной зоне дают низкий коэффициент воспроизводства. Загрузка же активной зоны металлическим плутонием исключает возможность получения высоких параметров пара. Кроме того, удобный для высоких параметров теплоноситель – натрий приводит к смягчению спектра нейтронов, что также уменьшает коэффициент воспроизводства. Таким образом, создание реакторов-размножителей с современными для обычной энергетики параметрами рабочих тел приводит к низкой эффективности таких реакторов, как размножители плутония, что недопустимо в принципе. Другие теплоносители – водяной пар и газ, по-видимому, не облегчат положения. Для преодоления всех этих технических противоречий придется пройти еще большой путь и, мне кажется, в концепции реакторов на быстрых нейтронах следует ожидать расщепления идей. Я думаю, что в близком будущем, кроме существующего направления развития реакторов на быстрых нейтронах, будут создаваться специализированные реакторы для обеспечения плутониевой топливной базы энергетики на

быстрых нейтронах с временем удвоения плутония порядка 2–4 лет, совмещенные с установками химического выделения плутония и изготовления из него топливных элементов. Для упрощения материаловедческих трудностей эти реакторы, видимо, целесообразно будет создавать на сравнительно низких параметрах пара.

Я представляю себе, что реакторы на тепловых нейтронах не потеряют своего значения и после создания экономически конкурентоспособных бридеров. Я думаю, что они останутся наиболее выгодными для атомных электростанций, работающих в режиме регулирования из-за меньшей стоимости топливной загрузки. Это не значит, что быстрые реакторы современных типов не имеют перспектив. Я думаю, что в течение длительного переходного периода преимущественного развития атомной энергетики они могут сыграть довольно значительную роль, особенно если удастся реализовать у них времена удвоения порядка 5–7 лет. При реальных временах удвоения больше 10 лет роль этих реакторов в энергетическом балансе ближайших 15–20 лет будет мало заметной.

По этой же причине топливные циклы на уране-233, по-видимому, будут иметь ограниченное значение. Небольшой коэффициент воспроизводства в этом цикле сможет обеспечить только очень медленное развитие энергетики, с временами удвоения порядка 20 лет. Поэтому в будущем применение урана-233, вероятно, будет наиболее целесообразно в регулирующих станциях, а мощности их будут наращиваться за счет плутония базовых реакторов и вводимого в баланс извне урана-235. Значение ториевого цикла сможет резко возрасти, если при дальнейшем развитии темпы роста электроэнергетики понизятся. Однако признаков такого понижения пока не существует, и, видимо, такая тенденция может появиться только в наиболее энергообеспеченных странах к концу нашего столетия. Вместе с тем отмечу, что разрабатываются новые тепловые реакторы-бридеры, производящие уран-233 из тория с малым временем удвоения за счет высокой удельной тепловой нагрузки делящегося вещества, превышающей на порядок таковой в быстром бридере. Оптимисты надеются что такие тепловые бридеры в экономическом плане превзойдут быстрые и обеспечат вовлечение ториевых ресурсов в энергетику.

Что же, тем лучше: чем больше конкурирующих концепций – тем короче путь к прогрессу.

Надо, однако, сказать, что наиболее отработанный сейчас метод преобразования урана-238 в плутоний в быстрых реакторах является не единственно возможным для создания топливной базы крупной энергетики. Физики предлагают еще две возможности. Первая из них – это так называемый электроядерный метод конверсии урана-238 в плутоний путем захвата ураном-238 нейтронов, рождаемых во множестве в мишени ускорителя, под действием частиц, ускоренных до энергии порядка 1 ГэВ. Второй способ – это использование для того же процесса конверсии нейтронов, рождающихся в процессе термоядерного синтеза легких элементов, взрывного или регулируемого. Ускорительный метод, хотя физическая возможность его давно установлена, раньше не мог рассматриваться сколько-нибудь серьезно. Однако в последнее время успехи, достигнутые в разработке ускорителей с сильными токами и высоким к.п.д., позволяют вновь вернуться к этим идеям. Проработки этого вопроса канадскими учеными, а также последующие новые идеи в области сильноточных ускорителей, включая возможность использования новых сверхпроводящих материалов с высокой критической температурой, по-видимому, создают в этой области интересные перспективы. Однако до экономичного технологического процесса здесь еще далеко.

Что же касается также физически ясной идеи использования для конверсии термоядерных нейтронов, то, я думаю, этот вопрос не поздно будет обсудить на следующем мировом энергетическом конгрессе.

Во всяком случае, хотя эти пути пока крайне неопределенны, однако они не упущены в общем развитии научно-технического исследования. Таким образом, кроме главного направления – наращивания плутония в реакторах-размножителях, имеются и резервные пути, которые может быть и будут полезны, если возникнут очень большие сложности получения коротких времен удвоения плутония.

Если действительно удастся, как мы в этом твердо убеждены, полное вовлечение урана-238 в топливный баланс, то человечество окажется перед еще одной важной проблемой.

Дело в том, что ядерную энергию деления или синтеза наиболее привлекательно использовать в первую очередь в электроэнергетике. Электроэнергетика же сейчас в общем потреблении энергоресурсов занимает приблизительно одну четверть. Остальные три четверти энергетических ресурсов расходуются для получения промышленного

и бытового тепла, на транспорт, и, наконец, в виде химических компонентов металлургических и химических процессов.

При таком положении даже полный перевод всей электроэнергетики на ядерное топливо сэкономил бы только четверть традиционных энергоресурсов и не мог бы играть той принципиальной роли устранения перспективы топливной недостаточности, о которой я упоминал в самом начале.

Однако в мире идет процесс ускоренного развития электроэнергетики по сравнению с общим использованием энергоресурсов. Если удвоение использования энергоресурсов происходит примерно за 25 лет, то удвоение электроэнергетики происходит в среднем за 10 лет. Это означает, что все большее количество процессов, связанных с расходом энергоресурсов, переводится на электроэнергию.

Происходящая на наших глазах мощная электрификация транспорта, включая зарождение электромобилей, широкое развитие электроемких процессов в металлургии, получение огромных количеств металлов путем электролиза и существенное увеличение удельного веса электрохимических производств, являются достаточной иллюстрацией этой общей технической тенденции. Темп этого процесса определяется обработкой экономичных видов электротехнологии и, конечно, на него существенно влияют тенденции снижения или повышения цен на электроэнергию, а также специфическими свойствами энергоресурсов.

Конечно, получение пара и тепла для промышленных и бытовых целей, как и в традиционной электроэнергетике, легко увязывается с атомной энергетикой. Поэтому естественно, что все те области энергообеспечения, которые присущи современной электроэнергетике, сохраняются и для ядерной энергетике.

Расширение области применения атомной электроэнергетики будет определяться прежде всего ее экономикой.

Ядерная энергетика представляет собой еще очень молодую область. Еще лет десять тому назад возможность создания конкурентоспособной ядерной энергетике вызывала у многих большие сомнения. Сейчас эти сомнения позади, и уже всем ясно, что более чем на двух третях населенных территорий мира экономически целесообразно использование ядерной энергетике. Это процесс, несомненно, будет продолжаться и дальше, причем конкуренция ядерной энергетике будет происходить не только с традиционными видами энергетике, но и

внутри, между различными техническими направлениями ядерной энергетики. Как в обычной энергетике соревнование между углем, нефтью и газом привело за последние двадцать лет к существенному улучшению экономических показателей во всех этих областях и существенному изменению структуры топливного баланса, и в ядерной энергетике в результате соревнования можно ожидать существенного снижения себестоимости.

К этому же будет приводить общая техническая тенденция увеличения единичных мощностей. Как известно, связанное с этим удешевление в области ядерной энергетики более эффективно, чем в обычной энергетике. Таким образом, в период постоянной стоимости урана мы должны ожидать устойчивого понижения себестоимости атомной электроэнергии как за счет снижения удельных капитальных вложений, так и за счет улучшения топливного цикла. Ожидаемый масштаб снижения себестоимости атомной электроэнергии к 1980 году — около 30%. Важно, что повышение цен на уран, которого можно ожидать в связи с исчерпанием легкодоступных месторождений к концу нашего столетия, по-видимому, совершенно не должно повлечь за собой повышения стоимости ядерной электроэнергии. К этому времени вовлечение урана-238 обязательно примет значительные масштабы и не будет надобности в больших количествах добывать естественный уран. Уже добытого на сегодня урана при полном использовании урана-238 хватит на многие десятки лет. Кроме того, прогнозы, касающиеся возможного повышения цен на уран в связи с исчерпанием доступных месторождений, кажутся весьма шаткими. Земной шар еще в очень малой степени обследован на содержание урана. Пока затронуты почти исключительно поверхностные слои, и то далеко неполно.

И стоит вспомнить прогнозы относительно исчерпания нефти. Намечавшийся еще в начале столетия срок исчерпания нефти — 20—30 лет остается и сейчас, хотя с тех пор прошло около 50 лет, и масштабы добычи нефти непредвиденно колоссально возросли. Такая же история, скорее всего, повторится с ураном. Поэтому я уверен, что тенденция к снижению себестоимости ядерной электроэнергии будет длительной и устойчивой, а это создаст новые возможности расширения электротехнологии.

Так как ядерные электростанции практически равной экономичности могут создаваться в любой точке земного шара, то в результате приближения их к источникам сырья, несомненно, произойдет даль-

нейшее ускорение электрификации технологических процессов. Возникнет и ряд новых технологических процессов, которые сейчас еще не выгодно электрифицировать из-за высокой стоимости электроэнергии.

Так, например, перспектива снижения себестоимости электроэнергии даст возможность решить грандиозную задачу промышленного получения опресненной воды для районов, где она дефицитна. Нужно сказать, что дефицит пресноводных ресурсов быстро нарастает и захватывает промышленно- и сельскохозяйственно-развитые районы, поэтому усилия по развитию технологии опреснения вод в крупных масштабах, предпринимаемые в СССР, США и ряде других стран, имеют очень актуальное значение и, несомненно, приведут к возникновению новой, весьма энергоемкой отрасли энергетики.

Строительство первой крупной промышленной двухцелевой атомной электростанции с быстрыми реакторами, совмещенной с опреснительной установкой, завершается в городе Шевченко в СССР, на пустынном побережье Каспийского моря, где эта станция позволит в большом масштабе получать пресную воду и обеспечит жизнь жилого города.

Важным и энергоемким является применение обычных видов топлива в металлургии, где топливо служит одновременно восстановителем и источником тепла.

Ядерная энергетика в этом случае может заменить обычную только в том случае, если использовать ее не только как поставщика тепла, но и как изготовителя восстановителей. Например, легко себе представить металлургический процесс производства металла — например, титана или циркония, где восстановление идет магний-термическим методом, а магний восстанавливается электролитически. Это — замкнутый процесс, который станет безусловно осуществимым с использованием энергии атомных станций, хотя, может быть, прямое получение этих металлов электролизом и будет рентабельнее.

Возможно, такого типа замкнутые процессы с электрохимическим производством восстановителя и его регенерацией после использования при низкой стоимости электроэнергии найдут широкое применение.

Расширение областей применения по мере снижения стоимости является естественным для любой технической области, имеющим большое экономическое значение процессом.

Но атомная энергетика имеет и некоторую специфическую особенность, на которую я хочу обратить ваше внимание. Любой атомный реактор является мощным источником гамма-излучения и производителем большого количества радиоактивных нуклидов. Существуют технические приемы, позволяющие путем применения специальных циркуляционных контуров с легко активируемыми в нейтронном поле реактора веществами выносить мощное гамма-излучение в специальные радиационно-химические реакторы. Кроме того, радиационно-химические реакторы могут быть конструктивно совмещены и с активной зоной ядерного реактора. Уже сейчас в некоторых странах ведется интенсивная отработка радиационно-химических процессов получения химических веществ или изделий. В Советском Союзе, США организованы опытные и промышленные радиационно-химические производства, хотя и несомещенные с реакторами. Экспериментальные и проектные работы, ведущиеся в СССР в специально созданном радиационно-химическом центре Министерства химической промышленности, показывают, что использование радиационно-химических процессов дает возможность получать на атомной электростанции за счет использования только гамма-излучения, выведенного из реактора, химическую продукцию, стоимость которой вполне сопоставима со стоимостью вырабатываемой на этой станции электроэнергии. Эти расчеты проводились по отношению к полимеризационным процессам, процессам сшивки полимеров, получению привитых полимеров и, наконец, модификации древесины. Все это сравнительно малоэнергоемкие процессы, и их преимуществом является легкость организации.

Проектная разработка индий-галлиевого радиационного контура для четвертой очереди Воронежской атомной станции показала полную целесообразность такого комплексного производства. В этом контуре, который вызовет некоторое увеличение капитальных затрат, будет производиться модификация низкосортной древесины для замены ценных твердых пород, сшивка полиэтилена и полипропилена в изделиях и стерилизация медицинских материалов. По проекту, дополнительные капиталовложения будут возвращены в трехлетний срок, а чистый доход от всей радиационно-химической продукции составит около 80% себестоимости произведенной за этот период электроэнергии.

В Советском Союзе ведутся исследования использования и высокоэнергоемких радиационно-химических производств с использованием

радиационно-химических реакторов, встроенных в активную зону ядерного реактора.

По имеющимся пока предварительным данным такие важные процессы, как связывание атмосферного азота для получения удобрений, представляются, возможно, целесообразными, однако еще неясно, следует ли предпочесть прямой контакт с делящимся веществом или ускорительную, или плазменную электротехнологию.

Наконец, как известно, в народное хозяйство всех стран все шире внедряются радиоактивные изотопы, извлекаемые из продуктов деления ядерного горючего или специально изготовляемые на реакторах.

Большая часть осколочных радиоактивных веществ, получающихся на атомных станциях, является предметом лишних забот для персонала, однако представляется, что уже в близком будущем эти материалы будут довольно полно использоваться, так как использование их дает значительный экономический эффект, хотя области применения еще и недостаточно разработаны.

Таким образом, в перспективе ядерная энергетика вырисовывается как энергетика многоцелевых комплексных производств электроэнергии и других видов продукции.

Сейчас еще вся перспектива комплексных производств, связанных с использованием ядерной энергии, не может быть оценена достаточно детально, экономическая целесообразность многих совмещенных или электрифицированных производств и видов радиационной технологии неясны.

Однако, на основании определившихся экономических тенденций, уже с уверенностью можно ожидать, что современная граница целесообразной электрификации, лежащая около 25% общего энергопотребления, будет ускоренно смещаться к большим значениям и, как показывают оценки председателя атомной комиссии США профессора Сиборга, к концу столетия достигнут не менее 50% общих энергозатрат. Наши оценки дают еще более высокую долю – до 70 %, с учетом широких масштабов опреснения и возможности построения замкнутой электрометаллургии с производством и электрической регенерацией восстановителей.

Ясно, что разработка и всемерное расширение видов технологии, которые могут быть переведены на ядерные энергоресурсы, является одной из важнейших практических задач, стоящих перед нашим поколением, наряду с разработкой быстрых реакторов-размножителей с

высоким коэффициентом воспроизводства и временем удвоения плутония от 2 до 4 лет.

Это вторая, неотъемлемая сторона проблемы экономии традиционных энергоресурсов для тех нужд, где они совершенно незаменимы за счет широкого привлечения неисчерпаемых ядерных ресурсов ко всем возможным нуждам энергопотребления. Работы в этих двух направлениях должны поддерживаться во всех странах. Международное сотрудничество и обмен в области создания быстрых реакторов уже развивается. Здесь, как мне кажется, перед нами новое поле широкого международного сотрудничества и приятно, что наш конгресс будет одним из важных этапов развития этого сотрудничества.

Заканчивая, я хочу обратить ваше внимание на одно знаменательное обстоятельство.

В начале нашего века Альберт Эйнштейн установил фундаментальное соотношение между массой и энергией $E = mc^2$. Это соотношение сейчас лежит в основе расчета энергетического выхода всех ядерных превращений и, в частности, энергетического выхода тех реакций деления и синтеза, которые мы с вами используем и будем использовать, и именно на этом конгрессе отмечается капитальное значение ресурсов ядерной энергии.

Хотя в начале тридцатых годов уже было известно много ядерных превращений и запасы энергии внутри атомного ядра были уже оценены, однако надежд на использование внутриядерной энергии еще не было. Сам Альберт Эйнштейн — автор идеи эквивалентности энергии и массы — в своем генеральном адресе на Мировом энергетическом конгрессе в Берлине, излагая основы теории относительности — свойства поля, времени и пространства, даже не упомянул о возможной огромной практической значимости для всего человечества, и особенно лучшей его части — энергетиков, установленного им принципа. И не прошло десяти лет, как принципиальная возможность использования ядерной энергии была установлена в связи с открытием деления ядра и образования при этом нескольких нейтронов, и сейчас, как мы видим, мы входим в крупнейшие, революционные изменения в энергетике в результате этого сюрприза науки.

Сюрпризы науки могут быть обращены и на пользу, и во вред человечеству, и это в особенности относится к возможным применениям энергии ядра.

Позвольте мне выразить надежду, которую разделяют, вероятно, все энергетики, что у человечества, сумевшего открыть и поставить себе на службу могущественнейшие силы ядерных превращений, хватит ума, чтобы сделать эти силы орудием невиданного технического прогресса, а не орудием самоубийства, уничтожения наших детей. В этой связи мне приятно перед конгрессом повторить слова научного руководителя атомной проблемы в нашей стране покойного академика И.В. Курчатова: «Я счастлив, что родился в России и посвятил свою жизнь атомной науке великой страны Советов. Я глубоко верю и твердо знаю, что наш народ, наше правительство только благу человечества отдадут достижения этой науки».

ВЫСТУПЛЕНИЕ В ИНСТИТУТЕ ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ АН УССР

А.П. Александров

Выступление Президента Академии наук СССР А.П. Александрова
в Институте ядерных исследований АН УССР 19 мая 1978 года.
Публикуется впервые. Текст предоставлен Институтом ядерных
исследований НАН Украины

Товарищи, я хочу остановиться на вопросах, связанных с развитием атомной энергетики и энергетики в целом, а также на той ситуации, которая сейчас складывается в мире и в нашей стране в этом вопросе. Как вы знаете, за последние годы возникла довольно сложная ситуация с использованием нефти. Несмотря на то, что давно стало ясно, что нефтяные ресурсы не бесконечны, в последнее время во всем мире шла перестройка топливно-энергетического баланса в пользу увеличения использования нефти и газа. Если лет 50 тому назад больше половины энергопотребления покрывалось за счет угля, то за последнее время потребление угля во всем мире относительно снижалось и к сегодняшнему дню за счет нефти и газа покрывается в мире в целом около 75% топливного баланса. В разных странах это происходит неравномерно.

В США около половины нефти и газа импортируется в основном из стран Ближнего Востока. В нашей стране в настоящее время примерно 70% топливно-энергетического баланса покрывается за счет нефти и газа. Правда, у нас этот процесс шел несколько иначе, чем в США. В нашей стране рост потребления нефти и газа происходил относительно быстрее, но в то же время росло и потребление угля. Сейчас за счет угля покрывается около 30% нашего энергобаланса, и за счет нефти и газа — остальные 70%. Можно пока не говорить об атомной энергетике и гидроэнергетике, поскольку сейчас это мелкие статьи топливного баланса.

В последние годы энергетическая ситуация во всем мире начала очень сильно обостряться, так как выяснилось, что существующее направление развития мировой энергетики далее невозможно. С одной стороны, страны Ближнего Востока поняли, что нефтяные ресурсы не

бесконечны. И в связи с политическими осложнениями на Ближнем Востоке были предприняты действия со стороны стран-производителей нефти, направленные на подъем цены на нефть. Вот это увеличение стоимости нефти и рассматривалось все последние годы как энергетический кризис на Западе. Практически же поставка нефти сокращена не была. Например, в США разница в количестве закупленной нефти до кризиса, во время кризиса и после кризиса составляла всего лишь 2–3%. Однако – существенно поднялась ее стоимость, и этот подъем стоимости нефти и стали называть «энергетический кризис».

Из этого вытекло много любопытных последствий. Прежде всего, повысилась стоимость всех видов продукции западного мира, особенно в США. При этом многие американские предметы традиционного экспорта потеряли конкурентоспособность на всех внешних рынках. Это сразу привело к сокращению производства во многих отраслях промышленности и к резкому увеличению безработицы в стране. А это, в свою очередь, вызвало важные политические и внутриэкономические последствия. Создалась сложная ситуация с внутренней нефтедобычей в США.

Дело в том, что повышение цен на нефть, импортируемую владельцами нефтяных месторождений в США, было сразу воспринято как сигнал к тому, чтобы поднять цены и на нефть отечественного производства. Законодательно это было запрещено в США; создавалась двойная система цен на нефть, причем только для новых отечественных месторождений было дано разрешение получать нефть и продавать ее по ценам импортируемой нефти. Это было сделано для того, чтобы расширить нефтедобычу в США. Однако и до сих пор эти цены не стали устойчивыми.

Очень интересная ситуация создавалась с другими энергетическими источниками, прежде всего, с углем. В США очень большие запасы угля. Их может хватить, по крайней мере, на две сотни лет для обеспечения всех энергетических нужд с учетом просто потребления, развития промышленности и других отраслей хозяйства. Но не так просто в существующей в США системе хозяйства перевести энергетику на потребление угля и таким образом вытеснить импортируемую нефть. Прежде всего в США было упущено время. Сейчас это уже сделать просто невозможно, так как для перестройки существующих энергопотребляющих предприятий (электростанций, заводов) с потребления нефти на потребление угля требуются огромные капиталовложения,

которые совершенно не под силу даже американской промышленности, несмотря на ее колоссальный масштаб. В прошлом году американцы заплатили за импортируемую нефть 45 миллиардов долларов. Это такая сумма, которую они не могут себе позволить увеличить, по крайней мере, в течение 5–7 лет. В противном случае это приведет к краху их финансовой системы. США пошли на то, чтобы каким-то способом сделать свои товары более конкурентоспособными, пошли на большой рост инфляции. А это приводит к тому, что с одной стороны, население вкладывает свой труд в производство товаров за более дешевые реальные средства, за более дешевую реальную компенсацию, что уменьшает реальную стоимость товаров. С другой стороны, обесцениваются те доллары, которые имеются за рубежом. Например, в нашем Государственном банке. Мы от этого теряем, американцы от этого ничего не теряют. Однако существующая инфляция все же не дает возможности компенсировать тот платежный дефицит из-за высокой стоимости нефти, которая сейчас образовалась. В этом состоит первая, чисто экономическая трудность.

Вторая трудность заключается в том, что реальные запасы нефти на Ближнем Востоке и в США действительно уже невелики. Существуют разные оценки по этому поводу. Конечно, не будет такого положения, что была нефть, а потом вдруг исчерпалась, и все прекратилось. Просто нефть все время будет дорожать. Будут разрабатываться более мелкие месторождения, различные битуминозные сланцы, нефтесодержащие песчаники и так далее, такой нефти еще довольно много, но она очень дорога, и ее нельзя применять, например, для энергетических целей. Ее придется, по-видимому, сохранять для того, чтобы использовать как сырье для химической промышленности, для многочисленных отраслей этой промышленности, использовать как сырье для получения белка микробиологическим путем, кормового, а вероятно, в близком будущем и пищевого белка.

Надо сказать, что оценка того, как можно прокормить население земного шара, допустим, к 2000 году, показывает, что это невозможно сделать с помощью тех мер по развитию сельского хозяйства, которые сейчас применяются в мире. Примерно 600–800 млн человек должны будут погибнуть от голода из-за большого дефицита продуктов питания. Это, конечно, цифра огромная, хотя это и не означает, что обязательно 800 млн умрут. Это значит, что очень многие будут в состоянии очень острого недоедания.

Несомненно, все это приведет к удорожанию нефти и природного газа и заставит так или иначе перестраивать топливно-энергетический баланс. И первое направление этой перестройки — это, конечно, более широкое использование угля, причем: не только как топлива, но и как сырья, с помощью которого можно будет получать углеводороды, жидкое и газообразное топливо. Например, разлагая воду при высокой температуре на угле с CO_2 можно получить CO и водород. Таким же образом можно получать и разные углеводороды. Об этих процессах были публикации и, вероятно, это направление получит большое развитие.

Вторая сторона дела — развитие атомной энергетики.

За последнее время в развитии атомной энергетики в мире не было устойчивости. Во многих странах, в том числе в США, были бурные протесты против развития атомной энергетики, вплоть до того, что в ряде штатов производилось голосование, строить ли там атомные станции. В Швеции в свое время пало правительство, потому что оно ориентировалось на серьезное развитие у себя атомной энергетики, а шведская общественность была против. Надо сказать, что в таком очень остром состоянии находятся практически все европейские страны.

В Европе есть только две страны — Англия и Норвегия, у которых имеются крупные месторождения нефти в Северном море. Эти месторождения, может быть, на 2 десятка лет могут обеспечить эти страны топливными ресурсами. Что касается других стран, то там наступление такого отчаянного дефицита в нефти исчисляется сроками 12–15 лет, то есть еще мы сами можем попасть в такую тяжелую ситуацию.

Какая же ситуация с углем и нефтью в нашей стране? Надо сказать, что у нас она гораздо более благоприятная. Вероятно, по той причине, что мы занимаем 1/6 часть мира, у нас очень большие топливные ресурсы, в частности, имеются огромные месторождения угля: Экибастузский бассейн, Канско-Ачинский бассейн, Кузнецкий бассейн. Причем Канско-Ачинский и Экибастузский бассейны — это поверхностные месторождения, где уголь может добываться открытым способом, и это наиболее дешевое топливо в мире. Но этот уголь расположен далеко от места потребления топливных ресурсов нашей промышленностью. В нашей стране промышленность в основном расположена в Европейской части, и хотя есть много постановлений относительно передвижения крупной энергоемкой промышленности на Восток, это

не так просто сделать экономически. Там нужно не только строить заводы, но нужно строить огромное количество жилья, нужно туда переводить огромное количество населения для обеспечения развития этой промышленности, и, это получается примерно раза в 4 дороже, чем создать соответствующие мощности в Европейской части страны.

Это оценка, усредненная по разным видам энергоемких предприятий. Где требуется меньше обслуживающего персонала, там легче передвигать промышленность, но все же ситуация получается такая, что по планам развития нашей страны, по имеющимся у нас прогнозам, до 2000 года все же около 70% энергопотребления будет в Европейской части страны. Соотношение, между нашей восточной и западной промышленностью может измениться за этот период времени примерно на 2,5%. Так что ситуация получается в этом смысле довольно неприятная, и мы будем вынуждены строить колоссальные линии электропередачи на расстояния порядка 2,5–3 тысяч км. Для этого нужно делать линии электропередачи на постоянном токе и перебрасывать огромные мощности. То, что сейчас уже запланировано и начало строиться на Экибастузском разрезе, будет равносильно сооружению станции в Европейской части страны мощностью в 40 млн кВт.

Я уже не говорю о том, что такая энергосистема, в общем-то, не такая уж устойчивая, поскольку такие длинные линии передачи — вещь довольно сложная. Однако угля на Востоке много, и резерв у нас в этом отношении очень хороший. Нам не угрожает 12-летний срок, который сейчас висит над США. Кроме того, нефтяные и газовые месторождения Западной Сибири все еще находятся на подъеме, и мы можем ожидать, что в течение ближайших 30 лет наша страна может черпать топливные ресурсы за счет использования этих месторождений.

О газовых месторождениях довольно уверенно можно сказать, что они действительно колоссальные и их зарегистрированные запасы очень велики. Однако в этом вопросе возникают большие трудности со строительством длинных газопроводов. Представьте себе, что должны быть построены газопроводы длиной до 3–4 тысяч км. Мы же должны строить не только для себя, а и для социалистических стран, кое-что мы должны давать также для ФРГ к Италии. Линии получаются очень длинные. Отказаться же от поставок нефти или газа за рубеж мы не можем, потому что на этом в существенной степени держится вся экономика социалистических стран. Поэтому нам нужно находиться, по крайней мере, на том же уровне, на котором сегодня происходит этот

экспорт, поддерживать его и дальше и пополнять его экспортом газа, и, вероятно, строительством на Западе, в соцстранах, атомных станций. По запасам газа, как я уже сказал, мы в довольно хорошем положении. Но перекачать его с Востока не так просто. Строительство газопроводов уже сегодня требует закупки труб почти масштаба производительности всей Западной Европы. Борис Евгеньевич¹ обещает сделать слоистые трубы, в которых можно будет перекачивать газ под давлением 120 атмосфер вместо 75. Да еще перекачивать в охлажденном виде, в виде газа, до низкой температуры. Это позволит сильно увеличить газовые потоки из Западной Сибири в Центр. Это действительно необходимо будет делать.

Каково же положение с нефтью? Оно несколько хуже. Дело в том, что когда были открыты в Тюменской области нефтяные месторождения, то очень быстро наши геологи определили запасы, обеспечивающие добычу нефти на существующем тогда уровне, в течение нескольких десятков лет — приблизительно 25–30 лет. По существующим правилам такие запасы считаются достаточными, и именно такие запасы необходимо поддерживать. Для этого нужно производить поисковое бурение и осуществлять работы по геофизической разведке.

Однако Западная Сибирь была очень плохо обследована и то, что были так быстро наращены запасы, — это было воспринято как то, что можно дальше особенно не увеличивать расходы на проведение дальнейших геологоразведочных работ. И у нас сейчас последние несколько лет, примерно с 1967 г. и до нашего времени, практически не наращивались запасы нефти в Западной Сибири. Считалось, что их достаточно. Теперь, когда к этому делу подошли вплотную, оказалось, что таких гигантских месторождений как Самотлорское, сейчас нет, а те запасы, которые там сейчас приращены, — это в значительной степени запасы на сравнительно мелких месторождениях. Эти месторождения очень трудно будет разрабатывать, потому что это потребует дополнительно: больших капиталовложений, в частности, потребуется сооружение многих трубопроводных систем, а все это будет чрезвычайно сложно сделать. По-видимому, сейчас возникает проблема расширения поисковых работ по крупным месторождениям. Пусть не такие, как Самотлор, но большого масштаба, чтобы мы могли поддерживать

¹Академик Б.Е. Патон (прим. составителей).

добычу нефти и компенсировать тот ее недостаток, который будет получаться за счет уже израсходованной нефти в старых месторождениях в Европейской части, например, в Бакинском районе, Татарии и других. Уже в очень скором времени мы должны будем оттуда получать не менее половины, а к концу нашего века примерно 70% всей нефти, которую мы добываем в нашей стране. Это потребует больших затрат.

С другой стороны, у нас очень расточительно обращаются с нефтью. Если мы сравним нормы расхода нефти на разные процессы у нас и за рубежом, то во многих процессах мы перерасходуем нефть или электроэнергию, которая получается за счет расходования той же нефти. Таково положение дел с обычным топливом, которое сложилось в западном мире и в нашей стране. Мы, по-видимому, будем иметь возможность, дойдя до добычи нефти порядка 800–900 млн тонн в год, поддерживать этот уровень добычи в течение 20–30 лет. Чем дальше мы сможем поддерживать его, тем это будет лучше.

Вторая сторона вопроса – обеспечение экономии нефти – является при этом очень важной по следующей причине: Дело в том, что большое количество нефти расходуется на транспорт, на самоходные энергетические установки. Я имею в виду трактора, авиационный транспорт и т.д. Здесь требуются светлые нефтепродукты, и их потребление будет все время расти. Мы не можем себе представить, что транспорт у нас остановится на сегодняшнем уровне. Он должен расти вместе со всем хозяйством страны, и к концу нашего века потребление нефтепродуктов на транспорте, несомненно, увеличится. Конечно, появится и электрифицированный транспорт, но для автономных транспортных потребителей, таких как автомобили, самолеты, тракторы и т.д., это сделать труднее. Наш электротранспорт потребляет, в конечном счете, уголь, потому что на крупных станциях, которые питают электрифицированный транспорт, обычно сжигают уголь. В будущем нам надо будет перейти на гораздо более глубокую переработку нефти, чем мы сейчас применяем. И это потребует очень больших затрат и очень серьезной перестройки технологии. В этой связи для нас чрезвычайно важно сегодня найти такие пути, которые позволили бы нам вытеснить нефть из всех возможных областей ее применения.

Теперь несколько слов о том, как построено наше энергопотребление. Оно разбивается на такие группы:

1. Производство электроэнергии (тратится примерно 15–17 процентов добываемого топлива);

2. Производство низкопотенциального тепла, т.е. тепла для отопления городов (около 30% добываемого топлива);
3. Топливо для металлургических процессов в качестве сырья и как энергоноситель (тратится также около 30%);
4. Топливо для транспорта, подвижных энергоустановок (тратится около 20%).

Говоря об атомной энергетике, необходимо иметь в виду, что даже если мы половину всей электроэнергии в стране будем получать за счет атомных электростанций, то и тогда сэкономим на этом традиционных топливных ресурсов всего лишь 10%. Поэтому перед нами, атомщиками, стоит очень важная задача: распространить зоны влияния атомной энергетике на другие области потребления энергии, чтобы мы могли, — во всяком случае, в начале будущего века, — с помощью атомной энергетике развивать энергетике нашей страны в будущем столетии.

Возможно ли это технически? Оказывается, что технически это возможно, некоторые шаги можно сделать даже очень легко, другие более сложны и требуют больших общих наших усилий. Первый, наиболее легкий путь — это проникнуть в область низкопотенциального тепла. Сейчас во всех городах у нас, в отличие от США, очень широко развито централизованное теплоснабжение. у нас в каждом городе имеется огромное количество котельных, имеются станции, где вырабатывается и электричество, и тепло — теплоэлектроцентрали, что наиболее выгодно. И кроме того имеется огромное количество небольших котельных, которые потребляют в основном, мазут или газ, т.е. очень высокоценное топливо. Сами они в высшей степени неэффективны и сильно портят экологию в наших городах. Поэтому и был поставлен первый вопрос: не можем ли мы проникнуть в область низкопотенциальных источников энергий для того, чтобы ликвидировать мазутные и угольные котельные.

Какого рода идеология была заложена? Прежде всего, надо было найти разумную зону разделения между атомными станциями теплоснабжения и атомными теплоцентралями. Конечно, атомные теплоэлектроцентрали — очень хороший путь, который мы развиваем, но там есть некоторые затруднения. Для мелких теплопотребителей эти АТЭС уже не годятся, располагать их нужно довольно далеко от города, что приводит к большим потерям тепла по дороге, и к большому повышению стоимости из-за длинных трубопроводов. Мы думаем о том, чтобы создать атомные котельни, которые можно помещать в го-

родах, которые были бы достаточно надежны, так чтобы даже в случае, например, падения самолета на эту котельню не возникало бы никаких нарушений экологии.

Разработки в этом направлении были проведены. В частности, академик Б.Е. Патон и его сотрудники разработали противокоррозионную защиту для покрытия реакторов. Сейчас мы создали систему реакторов низкого давления. Их сделать гораздо легче в смысле самого производства. Давление там всего 16 атм., это иная категория в смысле опасности. Циркуляция теплоносителей там (а теплоноситель — обычная вода) осуществляется путем естественной циркуляции, безо всяких насосов. Здесь можно обеспечить полную надежность во всех ситуациях, циркуляция не нарушается, даже если отключится электроэнергия. Естественная циркуляция сохраняется и в промежуточных контурах, в любых аварийных ситуациях. Контур, который используется непосредственно как носитель отопления, отделен от реакторного контура промежуточным контуром, куда радиоактивность никак не может проникнуть. Давление отопительной сети выше, чем давление в реакторе и в промежуточном контуре. Поэтому в случае любых нарушений промежуточной теплообменной аппаратуры мы можем не бояться, что произойдет какое-то загрязнение радиоактивностью отопительного контура. Такая система уже работает около 5 лет в одном из наших больших городов, где около полумиллиона населения. Она показала себя очень хорошо, очень экономично, и такого рода системы мы собираемся строить.

Подобные проекты уже разработаны, сейчас создается оборудование, и в 1981 году, а может быть, даже и в 1980 году, первая из таких станций будет построена. Уже есть соответствующее постановление правительства. Две таких станции сейчас строятся, для них найдены площадки в Горьком и в Воронеже, а затем их будут строить во многих других городах страны.

Я говорил о применении естественной циркуляции. Но, как известно, для того чтобы иметь развитую хорошую естественную циркуляцию, нужны какие-то достаточные перепады высот между местом, где снимается тепло и где оно передается следующей системе. Это заставляет нас закапывать сам реактор глубже в землю, что создает очень хорошую защищенность при всех возможных ситуациях, и такого рода системы будут у нас широко развиваться.

Существует такой вопрос: можно ли применить атомные станции в области технологии и высокопотенциального тепла? Это оказалось не таким легким делом. За рубежом и у нас уже много лет ведутся разработки по высокотемпературным реакторам. В них применяется не водяное охлаждение, а охлаждение газом. Старые английские высокотемпературные реакторы охлаждались углекислым газом. Потом от этого отказались. Сейчас интенсивно разрабатываются реакторы с гелиевым охлаждением. В таких реакторах нужно создавать давление от 60 до 200–300 атм. в зависимости от требований к теплосъему. Это довольно неприятная вещь, тем более что это газовое давление. Сами урановые топливные элементы – это мелкодисперсные урановые элементы из окиси или двуокиси урана, покрытые рядом оболочек и толстым слоем графита, уплотненного пирографитом. Все это позволяет получать температуры отходящего газа до 900°.

Сейчас единственный такой реактор существует в Западной Германии, это экспериментальный реактор. Американские ученые спроектировали и построили такой реактор несколько лет тому назад, но они уже четвертый год никак не могут вывести его на проектную мощность, возникло довольно много технических затруднений с системой перекачки и с системой уплотнения гелия и т.д. Очень сложным является вопрос о материалах теплообменников, позволяющих на этом уровне температур (около 1000°) выводить тепло из реакторов в необходимые технологические цепочки. Конечно, было бы очень удобно, если бы такой реактор мог существовать, и если бы можно было во втором контуре подогреть каким-нибудь путем полученный водород, который дальше можно было бы направлять в металлургический цикл в виде восстановителя. Таким образом, можно было бы окисленные руды восстанавливать до металла. Однако водород накладывает дополнительные требования на всю теплообменную аппаратуру. Некоторые высокотемпературные материалы, скажем, ниобий, можно было бы применять с точки зрения его высокотемпературных качеств. Но многие металлы очень легко коррелируют в водороде, они дают гидриды, а гидриды распадаются, и стенка оказывается нестойкой. Поэтому материаловедческие вопросы являются довольно сложными. Тем не менее, во многих странах такие работы ведутся: и в Англии, и в ФРГ, которые дальше всех продвинулись в этом вопросе, и в США, и у нас. Мы считаем, что такого рода реакторы, в конечном счете, будут использованы для производства высокотемпературного тепла.

Однако существует и другая сторона дела: нельзя ли использовать те реакторы, которые у нас сейчас есть, дающие низкопотенциальное тепло с температурой около 300 °С, а затем догревать этот газ до необходимых температур с помощью плазмотронов, которые питаются электроэнергией от этой же самой атомной электростанции. Вначале эта идея представляется нерациональной, потому что термодинамически это очень невыгодно: брать газ на таком низком потенциале и потом его догревать. В этом смысле выгоднее реакторы, которые сразу производят высокотемпературное тепло. Однако, когда мы стали изучать этот вопрос, то оказалось, что это не так неразумно, как кажется. Дело в том, что существует ряд процессов, которые позволяют получить водород и подогреть этот водород в мощных плазмотронах и, таким образом, создать те условия, которые нужны для металлургического процесса. Существуют такие металлургические процессы, которые дают очень дорогой продукт, металлические порошки, чисто железные, легированные и другие. Потребность в них велика. Например, США потребляют сегодня 250 млн. тонн металлических порошков. Эти высокоценные порошки получают, применяя главным образом электролитический водород, который в четыре раза дороже обычного, поэтому развить такую схему оказалось не так уж неразумно.

Получается так: реакторы снабжают электроэнергией плазмотроны, ведется процесс получения водорода. Если вести этот процесс электролитически, в электролизерах, то это обходится значительно дороже, поскольку, хотя энергозатраты примерно такие же, как и при методе, который мы сейчас разрабатываем, очень велика стоимость и металлоемкость электролитической установки. Это происходит потому, что там процесс выделения водорода идет на поверхности электродов, и эти поверхности должны быть достаточно развиты. Отсюда большая металлоемкость. Если бы можно было перенести процесс в объем, аппаратура была бы меньших размеров и дешевле. Это дало бы возможность применять такой процесс с экономической выгодой.

Оказалось, что плазмотронная техника в этом отношении дает нам то, что нужно, в очень малых объемах плазмы процесс идет быстро, прокачка исходных газов (а исходный газ – это водяной пар и CO_2) происходит быстро. Там выделяется и водород, CO в достаточных количествах, и, кроме того, как побочный продукт еще получается кислород. Таким образом, можно полностью отказаться от природного

газа и от нефти. При помощи атомной станции, которая не связана какими-то мощными связями с остальной страной, поскольку топливо туда привозится и вводится раз в год, мы можем построить атомное производство таких материалов, как металлические порошки.

Зачем нужны металлические порошки? Уже высказывались предположения, что, если делать детали не обтачиванием, не фрезерованием, а прессованием из металлических порошков, то не будет отходов металла. Но это в технике слабо привилось по той простой причине, что прочность прессованных деталей оказалась недостаточной, и не было видно существенных экономических преимуществ. За последнее время работы в области физики плазмы позволили создать плазмотроны очень высоких мощностей. Плазмотрон сейчас является обычным прибором, имеет довольно многообразные технические применения. Плазмотронная техника дает возможность напылять металлические порошки на поверхность металла. Металлические порошки легко можно менять по составу. Сегодня наша страна добывает металла больше, чем любая страна в мире. Мы получаем стали 150 млн тонн в год. Из них за счет обычной коррозии (причем уже не в виде стали, а в виде машин, стальных конструкций и т.д.) выходит из строя и сдается в лом 15 млн тонн, т.е. 10% от того металла, который наша страна производит. Это довольно дорого. Что это, потому что мы как-то плохо хозяйствуем или нет? Нет, оказывается, что и в США ежегодно теряется 12 млн тонн тоже за счет коррозии.

Оказалось, что, нанося плазменные покрытия из металлических порошков, можно защитить сталь от коррозии. Такое покрытие держится 20–25 лет, и это избавляет от необходимости ежегодно перекрашивать стальные поверхности, что является, в общем-то, слабой защитой от коррозии. Можно применять легированные порошки для упрочнения стальной поверхности. Одна из американских авиационных фирм попробовала применять такое плазменное упрочнение поверхности узлов трения своих авиационных двигателей, и получила увеличение срока службы двигателя с 4000 тыс. часов до 20 000 тыс. часов.

Товарищи! Надо прочувствовать эту цифру. Это значит, что промышленность должна изготавливать этих двигателей в пять раз меньше, т.е. не на 5 или 10 процентов, а в 5 раз. Вы понимаете, какой огромный промышленный переворот это может создать? Это приобретает совершенно неоценимое значение. Такое направление работ является чрез-

вычайно интересным. Оно позволяет придать нашей металлургической промышленности совершенно другое лицо сравнительно скромными средствами.

Такое увеличение ресурсов касается, конечно, не только авиационных двигателей. Это делалось и на сельскохозяйственных орудиях и на тракторах — упрочнение клапанов двигателей внутреннего сгорания. Таким способом можно сделать многое, в том числе и упрочнение, и увеличение коррозионной стойкости химической аппаратуры. Сегодня реакторы для химических процессов делаются из нержавеющей стали большой толщины. Эта нержавеющая сталь содержит большое количество никеля (18–30%). Порошковые покрытия и здесь гарантируют коррозионную стойкость. Для нас это важно еще потому, что мы открываем для АЭС область энергопотребления, которую очень трудно покрыть за счет каких-нибудь других источников.

Теперь несколько слов о том, какие перспективы это нам открывает. Дело в том, что когда мы разработали технологию получения относительно дешевого водорода, то это имело значение не только для восстановленных процессов в металлургии. Возьмите нашу химическую промышленность. Она производит больше 90 млн. тонн химических удобрений, из них значительную часть занимают азотные удобрения, аммиак и аммониевые соли. Сегодня мы получаем большое количество аммиака из природного газа. Делается это путем конверсии природного газа, получается при этом водород, который затем соединяется с азотом воздуха и дает аммиак, который дальше идет на удобрения. Совершенно очевидно, что нам скоро придется заменять этот природный газ чем-то другим. Метод, о котором я сказал, дает возможность получить водород по ценам, близким к тем, которые сейчас есть. И, очевидно, по ценам более дешевым, скажем, через 10 лет, потому что газ будет дорожать тоже в течение этого времени из-за все большей сложности его добычи, больших длин газовых коммуникаций. Таким образом, мы также сможем покрыть и эту часть потребления.

Если посмотреть работы, которые ведутся в последние годы в разных странах мира, в основном в США, в области авиации, автомобильного транспорта, то можно увидеть очень интересные новые явления. Эти явления получили общее название «водородная энергетика». Ведутся работы по использованию водорода для всех этих двигателей. Оказывается, сравнительно небольшие присадки водорода к обычному топливу в авиационных двигателях, а также в поршневых и турбин-

ных, несколько упорядочивают процесс горения, что приводит к заметной экономии топлива. С точки зрения термодинамики тут никаких преимуществ нет, а вот упорядочение процесса горения приводит к довольно заметной экономии топлива. Дальность полета самолетов при использовании водорода в значительном количестве увеличивается почти в 2 раза при том же взлетном весе. Это относится как к грузовым самолетам, так и к пассажирским. Такого рода работы, конечно, имеют большое значение. Это дает возможность, по крайней мере в будущем, воспользоваться водородом, который будет получаться за счет атомной энергетики. Таким образом, здесь имеется возможность очень эффективного покрытия энергопотребления за счет дальнейшего развития атомной энергетики.

Вы меня можете спросить, хватит ли у нас урана для того чтобы так активно развивать атомную энергетику? Ранее с этим были определенные трудности, но в последнее время точка зрения на характер и происхождение урановых месторождений изменилась. Это привело к открытию очень крупных месторождений, это позволяет планировать широкое развитие атомной энергетики в нашей стране. Предполагается, что к 1990 г. мощности атомных электростанций у нас в стране достигнут 100 млн кВт. Это, конечно, уже огромные мощности. И еще 40 млн кВт мы будем строить в соцстранах и вообще за рубежом. Все это обеспечено топливом на длительный промежуток времени.

Кроме того, в нашей стране по почину Александра Ильича Лейпунского, который работал в Киеве, были разработаны идеи реакторов-размножителей (бридеров), которые позволяют, сжигая урановое топливо, вырабатывать плутония несколько больше, чем потребляется урана. Мы можем далее эти реакторы переводить на чисто плутониевый топливный цикл, и этот плутониевый топливный цикл может расширяться по мере выработки топлива с той скоростью, о которой нам необходимо расширять нашу энергетику.

Я должен сказать, что и за рубежом также развивалась идеология этих реакторов, однако там точка зрения была иной. Они считают, что можно приобретать уран на мировом рынке в любом количестве, поэтому важна экономия топлива за счет выработки нового плутония. Они не рассматривали, с какой скоростью вырабатывается это новое топливо. Года три тому назад им пришлось это направление закрыть. Тот факт, что недавно Дж. Картер запретил строительство одного из быстрых реакторов, говорит о том, что эти типы реакторов ничего не

давали. Этот факт отнюдь не связан с широковещательной программой о том, что Картер против распространения ядерных материалов.

Комиссия Бете, крупнейшего американского физика, которая разбиралась в этом деле, пришла к заключению, что их направление нужно закрыть, а направление, которое пропагандировали мы у нас в стране, которое пошло от Александра Ильича Лейпунского, они признали в своем заключении правильным. Решающим пунктом оказалась довольно быстрая выработка плутония с таким расчетом, чтобы можно было увеличивать масштабы энергетики так, как это требуется для всего хозяйства страны.

Если мы этот процесс достаточно хорошо освоим (а в этом направлении у нас работы ведутся довольно широко), то тогда мы можем сказать, что таким синтетическим ядерным топливом мы можем быть обеспечены на неограниченный период времени. Остаются, конечно, сложные вопросы, связанные с захоронением всяких радиоактивных материалов. Это все сложные вещи, которые нужно решать, но здесь не видно таких проблем, которые были бы принципиально неразрешимы, и они, конечно, несоизмеримы с трудностями, которые возникают сейчас при той ситуации о топливом, которую я вам охарактеризовал в начале моего доклада.

Таким образом, нам неизбежно нужно будет постепенно, но очень существенно перестраивать наш топливный энергетический баланс (мы имеем еще время это сделать) на большее потребление угля и большее потребление атомной энергии, на исключение нефти, а затем и природного газа из топливно-энергетического баланса. Это та перспектива, которую предстоит реализовать большинству из вас и вашим детям, а также и моим детям. Вот это я и хотел рассказать.

Товарищи, я получил такие вопросы:

1. Каковы запасы урановых руд и возможен ли кризис, подобный топливному?

— В общей форме я могу сказать следующее: уран на земле имеется в достаточно большом количестве. По общим оценкам содержание урана порядка 4–5 млн тонн по доступным для энергетики ценам. Это даст возможность обеспечить энергетику, по крайней мере, до 2025–30 года. Это порядочный промежуток времени. Теперь о том, что касается поверхностных месторождений урана. Нельзя забывать, что уран

есть в морской воде, его оттуда тоже можно извлекать, правда, по более дорогим ценам. В этом направлении ведутся работы в течение многих лет в разных странах. В морской воде миллиарды тонн урана, так что если даже извлечь всего лишь его небольшую долю, то все-таки этого будет достаточно на очень длительный промежуток времени. А если учитывать вторичное ядерное топливо — плутоний, о котором я уже сказал, то никакого топливного кризиса не предвидится. Кроме того, у нас в стадии подготовки другие процессы ядерной энергетики — термоядерная энергетика. Здесь мы также продвигаемся довольно успешно; во всем мире ведутся эти работы и, по всей видимости, где-то в конце нашего столетия уже первые термоядерные станции — первые электростанции будут созданы. И дальше это направление будет развиваться.

2. В чем заключаются основные трудности по широкому внедрению АЭС в настоящее время?

— Они связаны с машиностроением. Для этого нужно строить реакторы высокого давления, а они очень трудоемки в изготовлении. Сам производственный цикл одного реактора длится около 3 лет, поэтому довольно сложно их создавать. Вы знаете, у нас в стране есть специализированные крупные предприятия, в частности Атоммаш.

3. Как ограничивается развитие атомной энергетики проблемами охраны окружающей среды (тепловой перегрев атмосферы, большое количество сбросов тепловой воды)?

— Это касается не только атомной, но и любой энергетики. Всегда сбрасывается при этом тепло, всегда подогревается окружающая среда, так что тут принципиальной разницы нет. Вообще сегодняшняя энергетика дает примерно 0,1% от того тепла, которое мы получаем от Солнца на нашу планету. Нам еще есть пока куда двигаться, но это вопросы, в общем-то, серьезные, и, конечно, в какой-то момент они станут ограничивающими. Но, к сожалению, тут дело крайне неясно, потому что ученые, занимающиеся прогнозами климата, разделились сейчас на две примерно равные группы: часть считает, что мы находимся накануне нового ледникового периода, правда короткого, другая часть считает, что мы, напротив, должны будем погибнуть от перегрева.

Это довольно любопытная вещь. Такое известное ведомство как ЦРУ, произвело исследование, каковы же точки зрения разных ученых по этому вопросу. ЦРУ даже подало специальный доклад в конгресс о том, что в скором времени, может быть через десяток или два десятка лет, предполагается наступление периода резкого похолодания. Это вызовет изменение зон урожайности на земном шаре и, в свою очередь, приведет к большим политическим осложнениям, а ЦРУ надо готовиться к тому, чтобы эту ситуацию использовать. Исследования, проведенные другими организациями, более открытыми и менее финансируемыми, чем ЦРУ, пришли к выводу, что ожидается не похолодание, а, наоборот, потепление.

4. Каковы основные трудности при создании реакторов на быстрых нейтронах?

— Первая трудность — это трудность с материалами, потому что там очень большая теплонапряженность. Приходится использовать материалы, которые имеют очень высокую радиационную стойкость. Но эти трудности довольно успешно преодолеваются. У нас в г. Шевченко еще Лейпунский начинал строить этот реактор. Реактор работает там уже несколько лет и очень хорошо. Хуже там с теплообменной аппаратурой. Но сейчас эти вопросы тоже решены. Строится большой реактор на быстрых нейтронах на Белоярской станции, а в ближайшее время будет еще строиться их довольно много. Однако перейти к промышленным крупным реакторам нам удастся, вероятно, после 85–90-го года. Но время на это у нас есть.

Товарищи, почему мы заранее говорим о том, что нужно менять топливно-энергетический баланс? Дело в том, что сам процесс его изменения, переход на другое топливо или на другую технологию — это чрезвычайно длительный, дорогостоящий, трудоемкий процесс. Так что если мы сейчас его не будем начинать, причем в ближайшие год-два буквально, то к концу века мы попадем в сложное положение. Тогда и с нефтью будет похуже, и газ будет несколько дороже. Надо иметь в виду, что внедрение новой техники — это период порядка 20 лет. Это же огромные дорогостоящие сооружения.

5. Когда можно рассчитывать на широкое использование термоядерной энергии?

— Я думаю, где-то в середине будущего века.

6. Каковы капитальные затраты на 1 кВт на АЭС по сравнению с обычными электростанциями?

— Приблизительно раза в полтора они дороже, в зависимости от типа станции, но топливная составляющая меньше. Поэтому по приведенным затратам мы имеем все-таки очень большую экономию. Ну, например, сейчас у нас в стране станции дают электроэнергию: Воронежская — стоимостью 0,6—0,63 копейки, Кольская, Ленинградская — 0,8 копейки. В то время как тепловые в этих же районах дают электроэнергию стоимостью около копейки на обычном топливе. Так что это выгодно уже сегодня.

7. Как вы оцениваете перспективы использования других видов энергии?

— Прежде всего, следует думать о солнечной энергии. Когда Солнце в зените, мы получаем на квадратный метр около киловатта энергии. Но это только в том случае, когда Солнце в зените. Если взять среднее по суткам или среднее за год получение энергии, то это уже не киловатт, а в «теплых» местах — четверть или десятая часть киловатта. Тем не менее, это много и поэтому, конечно, нужно думать об использовании этой энергии. К сожалению, сегодня очень высока цена самих преобразующих устройств. Американские ученые много работали над такими проблемами, как прямое преобразование солнечной энергии в тепло для отопления домов, для кондиционирования. Установленная цена на киловатт получается примерно в 10 раз дороже, чем для электростанций. Правда, это мелкие установки. Тем не менее, исследования в этом направлении продолжаются. Где это может применяться у нас? Во-первых, в наших южных республиках для всякого рода насосных станций, не требующих постоянного энергопитания. Например, для подъема воды из скважин. В этом отношении у нас сделаны очень важные успешные работы и сейчас КПД солнечного элемента, изготавливаемого нами в настоящее время, где-то около 9%. В Ленинградском Физико-техническом институте разработаны солнечные элементы с КПД до 27%. Это отличный КПД. Несомненно, мелкие станции такого рода энергоснабжения будут создаваться. Крупные энергосистемы, расположенные на Земле, вряд ли могут быть сделаны на основе использования солнечной энергии, потому что она не обладает достаточной плотностью. Сейчас американские ученые разрабатывают систему, предполагающую запуск спутников с очень большой поверхностью

преобразователей солнечной энергии. Эта энергия затем преобразуется в СВЧ-энергию и в виде СВЧ-луча посылается на земные приемники, где трансформируется и в виде нужной частоты отправляется потребителю. Это трудоемкий процесс, и я думаю, что он не имеет отношения к энергоснабжению на Земле, а преследует совсем другие цели, которые скромно не называются. Далее, использование глубинного тепла — это еще серьезный ресурс, но вероятно, все эти источники и ветровая энергия займут в общем энергоснабжении какое-то незначительное место, примерно такое, какое занимает сегодня гидроэнергия. На большее здесь рассчитывать, мне кажется, в период нашей жизни и жизни наших детей не приходится.

8. Как вы оцениваете запасы нефти и газа в районе Юго-Восточной Азии и в Китае?

— Предполагается, что в районе Юго-Восточной Азии большие запасы, там есть палеозойская нефть, например, есть такой Непский свод в Восточной Сибири, где, по-видимому, находятся большие нефтяные месторождения. Пока промышленных запасов там не обнаружено, но разведка дает благоприятные результаты. Хотя неизбежно возникнут трудности с доставкой. В Китае есть месторождения нефти в Восточно-Китайском море, видимо крупные, но пока о них более детально ничего не известно.

9. Какие прогнозы на лазерный термояд?

— Я думаю, что те работы, которые ведутся, могут дать успех только в том случае, когда будет очень серьезно повышен КПД лазера. Без этого трудно ожидать, что получится что-то практически применимое. Другое дело, использование вместо лазера пучка релятивистских электронов. Это направление, по-моему, скоро даст хороший результат.

10. Когда следует ожидать переход на параметры пара в АЭС 565 °С и 240 атмосфер?

— Это, очевидно, энергетик задал мне этот вопрос. Когда мы говорим об обычных электростанциях, то для чего мы там поднимаем параметры? Для того, чтобы экономить топливо. Можем ли мы поднять параметры в атомных станциях? Можем. Стоит нам вместо циркониевых трубок, в которых сейчас у нас находится уран, поставить стальные трубы, и мы можем получить те же самые 500–600°. Но стальные трубы

будут поглощать нейтроны. В результате этого будет получаться меньше плутония, мы будем гораздо больше расходовать топлива — первичного урана на каждый киловатт-час. Поэтому в этих станциях невыгодно стремиться к высоким параметрам из соображений экономии нейтронов и получения вторичного топлива. Например, в реакторах на быстрых нейтронах другой спектр нейтронов, которые мало поглощаются в стали, в стальной оболочке, там мы будем получать температуры где-то около 560° и будем работать с нормальными параметрами пара.

11. Что можно сказать о перспективах использования в энергетике однократных или повторяющихся ядерных взрывов с преобразованием выделяемого тепла?

— Конечно, это может быть. По сути дела это лазерный термоядерный процесс на релятивистских электронах с ионным подогревом. Микровзрывы повторяются через какие-то промежутки времени, причем это не такие уж микровзрывы. Каждый такой **микровзрыв** порядка тонны тола.

12. Просьба остановиться подробнее на захоронении отходов и их перспективах.

— Ну, я об этом говорил. Дело в том, что есть на нашей планете такие геологические конструкции, которые существуют очень длительный промежуток времени, миллиарды лет. Скажем, соляные купола. Есть также замкнутые полости, где находятся сильно минерализованные воды или еще что-нибудь. Опыт показывает, что они хранятся миллиарды лет. Отходы можно сохранять в таких полостях в течение нескольких тысяч лет. Можно найти такие полости, которые будут стоять с гарантией эти тысячи лет и все будет в них благополучно. Наш опыт показывает, что в этом направлении мы можем получить хорошие результаты.

13. Какая часть энергии реактора переходит в водород?

— Примерно 20% электроэнергии рационально получать в виде водорода. Уменьшать производство электроэнергии на 20% и это компенсировать водородом. Тогда получается сбалансированный металлургический цикл. Все эти расчеты у нас проведены и экспериментально подтвердились.

14. Прошу, если возможно, ответить на вопрос, каково состояние и перспективы обеспечения водородом транспорта?

– Перспективы таковы, что к тому моменту, когда транспорту будет экономически целесообразно использовать водород, его можно будет изготавливать в неограниченных количествах с помощью той технологии, о которой я говорил.

15. Водород вызывает хрупкость материалов. Как это отразится на долговечности машин?

– Верно, есть водородное охрупчивание. Но не на всех материалах. Есть такие материалы, которые прекрасно стоят в водороде, не подвергаясь его воздействию. Этой теме посвящена книга немецкого автора «Сопrotивление материалов водородному охрупчиванию». Так, что эти вопросы разрешимы, но требуют внимания.

16. Какие перспективы использования энергии Солнца?

– Я уже сказал.

17. Как идет развитие термоэмиссионных преобразователей?

– Это весьма заманчивое направление, но вопрос о развитии термоэмиссионных преобразователей уже долгое время находится в стадии изучения. Первая публикация в этой области принадлежит, кажется, киевскому ученому Моргулису.

18. Помнится, лет 10 назад, открывая 7-ой конгресс МИРЭК, вы сказали примерно так: «Не делая иллюзий относительно продолжительности человеческой жизни, я уверен, что застану решение проблемы управляемого термоядерного синтеза для энергетики». Сохранился ли Ваш оптимизм в отношении управляемого термоядерного синтеза? И в отношении МГД-преобразователей тоже?

– Сохранился. Я убежден, что в течение ближайших лет физическая сторона вопроса будет доведена до той стадии, когда дальше все будет определяться только техническими аспектами, а я надеюсь, что 5 лет просуществую, если не будет таких длинных вопросов.

**Развитие стратегических идей
И.В. Курчатова и А.П. Александрова
в работах сотрудников
Курчатовского института**

РАСШИРЕННОЕ ВОСПРОИЗВОДСТВО В РЕАКТОРЕ БЕЗ ПРОМЕЖУТОЧНОЙ ХИМИКО-МЕТАЛЛУРГИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Е.П. Кунегин, С.М. Фейнберг

Выдержки из отчета 1-1нд-1214, 1958 г.,
архив НИЦ «Курчатовский институт»

Аннотация

Необходимость химической и металлургической переработки облученных топливных элементов и элементов экрана реакторов-бридеров приводит к существенному увеличению стоимости расширенного воспроизводства изотопов Pu.

Предлагаемая схема расширенного воспроизводства не имеет такого недостатка; реактор такого типа в стационарном режиме потребляет только блоки из естественного (или даже обедненного) урана. После облучения в реакторе получают блоки, состоящие из смеси ^{238}U , изотопов плутония и осколков деления. Никакой переработки блоков в процессе кампании не производится; каждый блок в течение всего срока кампании сохраняет свою индивидуальность и все изменения в нем происходят только под воздействием нейтронного облучения.

Для осуществимости рассматриваемого процесса необходимо, чтобы число вторичных нейтронов, возникающих при сжигании одного атома ядерного горючего превосходило бы некоторое критическое значение $\nu_{\text{кр}}$.

Проведенные расчеты указывают на то, что ядерные константы ^{238}U , изотопов плутония и осколков деления позволяют практически осуществлять расширенное воспроизводство плутония без химического и металлургического циклов.

Введение

Проблеме расширенного воспроизводства делящихся веществ на предыдущей конференции в Женеве был посвящен ряд докладов. Некоторые материалы по этой проблеме были опубликованы позже.

Важным вопросом проблемы расширенного воспроизводства делящихся веществ оказывается задача переработки топливных элементов и элементов экрана накопителя.

Химико-металлургический цикл переработки включает в себя:

- а) очистку от осколков деления облученных активных веществ;
- б) выделение ядерного горючего из общей массы облученных материалов;
- в) регенерацию блоков (если система блочная) или регенерацию топлива.

Проблема переработки оказывается более простой в случае реакторов-бридеров с гомогенным жидким топливом и более сложной для случая реакторов с гетерогенной активной зоной. Однако в обоих случаях переработка приводит к существенному усложнению и удорожанию расширенного воспроизводства.

Особенно большую роль играет переработка топливных и накапливающих элементов в реакторах-бридерах с гетерогенной активной зоной. Так, например, в реакторе EBR-II «стоимость электроэнергии определяется главным образом амортизационными отчислениями и стоимостью переработки топлива и изготовления топливных элементов».

В результате этого расширенное воспроизводство оказывается одним из самых дорогих видов производства делящихся веществ.

Поэтому возникает естественный вопрос, нельзя ли построить схему расширенного воспроизводства без химико-металлургического цикла.

В 1952 г. С.М. Фейнберг указал критерий для схемы реактора-бридера на быстрых нейтронах с циклом $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ без промежуточной химико-металлургической переработки облученного урана. Поскольку в то время не были известны, с требуемой степенью точности, величины $\eta(E)$ для ^{239}Pu в области спектра быстрых нейтронов, оценки для указанного критерия оставляли открытым вопрос о возможности практической реализации предложенной схемы.

Позже для ^{239}Pu были получены более точные данные о ходе зависимости $\eta(E)$ в области энергий быстрого и промежуточного спектров. Новые данные, существенно более достоверные, позволяют утверждать, что существует принципиальная возможность практической реализации предложенной схемы.

Схема установки для расширенного воспроизводства может быть, в принципе, представлена следующим образом: в работающий (стационарно) реактор последовательно загружаются блоки, содержащие ^{238}U (или естественный уран); в реакторе блок набирает определенный интеграл облучения и меняет свой изотопный состав. После облучения блок, содержащий смесь ^{238}U , изотопов Pu и осколков деления удаляется из реактора. Каждый блок до конца кампании сохраняет свою индивидуальность и его изотопный состав меняется только под воздействием нейтронного облучения. Можно представить, что блок движется через реактор и выгружается из последнего по прошествии времени T; однако последнее не обязательно и можно указать способы перегрузки блоков, эквивалентные движению блоков через реактор. Облученные в реакторе блоки являются готовой продукцией и могут быть использованы, в дальнейшем, для различных целей.

Процесс, протекающий в активной зоне реактора должен быть стационарным, т.е. средний состав элемента ее объема, включающего совокупность блоков с различными интегралами облучения, не должен меняться во времени. Приведенные ниже рассуждения и результаты нейтронно-физических расчетов подтверждают возможность реализации описанной выше схемы.

Критерий для возможности реализации «бесхимической» схемы

Критерий, который должен быть выполнен в реакторе, работающем по «бесхимическому» циклу, может быть сформулирован следующим образом: каждый активный блок за время пребывания в реакторе должен генерировать не меньше вторичных нейтронов, нежели он поглотит первичных нейтронов.

Чтобы пояснить этот критерий рассмотрим процессы, протекающие с блоком в реакторе.

Вначале, попавший в активную зону реактора свежий блок из активных веществ, в котором содержится только ^{238}U (как показывают оценки, содержанием ^{235}U в блоке из естественного урана для рассматриваемого случая, можно пренебречь) захватывает нейтронов гораздо больше, нежели испускает. Испускание нейтронов происходит только за счет размножения на быстрых нейтронах. По мере облучения в блоке начинают накапливаться изотопы Pu (в основном ^{239}Pu); деление Pu увеличивает генерацию нейтронов блоком. На этом этапе накопление

плутония идет за счет избытка нейтронов, испускаемых другими блоками. По мере дальнейшего накопления Pu число делений увеличивается и генерация нейтронов блоком сравнивается с захватом, а затем начинает его превышать. Избыток нейтронов, испущенных на этом этапе, идет на накопление Pu в слабо облученных блоках. При дальнейшем выгорании генерация нейтронов блоком начинает падать, вследствие накопления продуктов деления, поглощающих нейтроны без воспроизводства.

Количество поглощенных и испущенных блоком нейтронов зависит от спектра нейтронов в реакторе, его конкретного устройства, системы перегрузки блоков и т.д.; однако, если за время своей кампании каждый блок испустит количество нейтронов больше, или по крайней мере равное, количеству захваченных им, то в системе может быть создан стационарный режим и такая система будет перерабатывать ^{238}U в смесь ^{238}U , изотопов Pu и осколков деления...

...Следует отметить, что изучение стационарного режима является с расчетной точки зрения существенно более простой задачей, чем нестационарного...

1. Простейшая оценка

Чтобы оценить самым грубым образом значения нейтронно-физических констант, при которых «бесхимическая» схема расширенного воспроизводства оказалась бы в принципе осуществимой, сделаем следующие упрощающие предположения:

а) спектр нейтронов, падающих на активный элемент, не меняется за время кампании;

б) поток нейтронов через границу реактора равен нулю. (Эти условия могут быть реализованы в бесконечном, физически-гомогенном реакторе;

в) будем пренебрегать размножением на быстрых нейтронах (т.е. делениями U^{238}), накоплением ^{240}Pu и ^{241}Pu , начальным содержанием ^{235}U в уране, наличием ^{239}Np ...

...Используя перечисленные данные, были вычислены величины $\nu_{\text{крит}}$, ρ_i и $\bar{\rho}_i$ в довольно широком диапазоне выгораний, а также величина β , которая определяет, во сколько раз нужно было бы увеличить

(или уменьшить) величину нейтронной генерации ^{239}Pu , чтобы был возможен рассматриваемый стационарный режим. Очевидно, что

$$Y = \frac{v_{\text{крит}}}{\eta_{^{239}\text{Pu}}}.$$

Результаты таблицы № 1 (вариант а) позволяют сделать следующие выводы:

а) поскольку минимальная величина $v_{\text{крит}} = 2,68$ вычисленная при наихудших предположениях, оказывается близкой к $\bar{\eta}_{^{239}\text{Pu}} = 2,5$, то, по-видимому, предложенная схема в принципе, осуществима;

б) т.к. величина $v_{\text{крит}} - \eta_{^{239}\text{Pu}} \ll 1$, то, по-видимому, трудно ожидать наличие больших запасов, что, безусловно, будет затруднять практическую реализацию схемы. Из проделанных вариантных расчетов при $\bar{\sigma}_{\text{с парв осколков}}$, равных 0,4 барн и 0,3 барн, видно, что величина $v_{\text{крит}}$ зависит от сечения радиационного захвата осколков более существенно при больших выгораниях ($y \sim 2,5$) и менее существенно при умеренных выгораниях ($y \sim 1,5$). Однако уточнение значения $\bar{\sigma}_{\text{оск}}$, по-видимому, не приведет к качественному изменению картины. Пока величина $\bar{\sigma}_{\text{с ок}}$ не будет измерена с достаточной точностью, трудно предсказать какими реальными запасами может располагать данная система.

2. Учет делений ^{238}U

Известно, что на реактивность и кинетику реактора на быстрых нейтронах существенным образом влияет деление ^{238}U . Обозначим через Y число делений ^{238}U , приходящееся на 1 разделившееся ядро ^{239}Pu .

Величина Y связана с коэффициентом умножения нейтронов на быстрых нейтронах следующим соотношением:

$$Y = \frac{v_f^{^{239}\text{Pu}} (\mu^* - 1)}{v_f^{^{238}\text{U}} - 1} \cong \frac{v_f^{^{239}\text{Pu}} (\mu - 1)}{v_f^{^{238}\text{U}} - 1}.$$

В формуле (2) через μ^* обозначено отношение полной генерации нейтронов к количеству нейтронов, испущенных за счет делений ^{239}Pu ; численно это отношение близко к стандартному определению коэффициента размножения на быстрых нейтронах (μ) (превышающего, например, для случая смеси $^{235}\text{U} - ^{238}\text{U}$ на величину $\sim 10\%$ от $\mu - 1$).

Таким образом, для дальнейших уточнений необходимо знать величину Y для смесей ^{239}Pu , ^{238}U и осколков деления. К сожалению, в лите-

ратуре в настоящее время такие данные отсутствуют. Оставляя пока в стороне вопрос об экспериментальном определении или теоретическом расчете $\mu^* - 1$ или Y для рассматриваемой задачи, можно грубо оценить эту величину, исходя из известной величины μ для случая бесконечного блока из естественного урана. Как известно величина μ для этого случая близка к 1,3. Следовательно:

$$Y \cong \frac{v_5^f(\mu - 1)}{v_8^f - 1} = \frac{2,5 \times 0,3}{1,5} = 0,5.$$

В случаях смесей ^{238}U с осколками и при наличии конструкционных материалов величина Y , естественно, будет падать. Чтобы выявить допустимые пределы падения величины Y , были проведены расчеты для значений Y в пределах от 0,5 до 0,1 (при тех же значениях нейтронно-физических констант). Результаты этих расчетов позволяют сделать следующие выводы:

а) рассматриваемый цикл, безусловно, осуществим в принципе, поскольку в системах на быстрых нейтронах величину коэффициента умножения на быстрых нейтронах нетрудно сделать превышающей 1,05;

б) величина минимального значения ν критического, а, следовательно, и того запаса, который может быть использован при сооружении реальной системы, существенным образом зависит от «коэффициента умножения на быстрых» μ .

Метод расчета реактора для расширенного воспроизводства, работающего по «бесхимической схеме»

Проделанные в предыдущем параграфе оценки весьма грубы, однако их обнадеживающие результаты делают целесообразным проведение более тщательных расчетов.

При точном решении задачи необходимо находить нейтронный спектр в реакторе совместно со стационарным изотопным составом в активной зоне. Такая комплексная задача сложна математически; однако, т.к. до настоящего времени ряд нейтронных сечений, необходимых для таких расчетов еще не измерен, то вряд ли можно сейчас считать актуальным точное решение такой задачи...

...Дальнейшее более подробное рассмотрение схемы расширенного воспроизводства химико-металлургического цикла требует уже тех или иных конкретных конструктивных решений реактора, системы охлаждения, конструкции тепловыделяющих элементов и т.д. Это выходит за рамки данного доклада, целью которого является только указание на принципиальную возможность осуществления реактора-бридера без цикла химической и металлургической переработок облученных топливных элементов.

О влиянии начального обогащения ^{235}U

В проделанных ранее оценках не было учтено наличие изотопа ^{235}U в уране, количество которого при применении естественного и обедненного урана заключено в пределах $0 < \rho_5 < \frac{\rho_8}{140}$. Следует, однако,

заметить, что использование обогащенного урана в качестве исходного топлива для реактора может оказаться выгодным, ибо это, хотя и приведет к использованию более дорогого сырья, но зато позволит уменьшить глубину выгорания в блоках, что может оказаться существенным. Учет влияния ^{235}U на кинетику реактора и величину $\nu_{\text{крит}}$ может быть произведен. Оценивая $\nu_c^{235\text{U}} \cong 2,0$ (на спектре с эффективной энергией ~ 100 кэВ) и величину $\bar{\sigma}_f^5 = 1,8$ барна, можно вычислить величины $\nu_{\text{крит}}$ (см. таблицу № 2).

Таблица № 2

ρ_5/y	0,4	0,6	0,8	1,0	1,2	1,4	1,6	1,8	2,0
0	4,062	3,348	3,022	2,819	2,756	2,706	2,685	2,682	2,692
$1/140 \rho_8$	3,927	3,269	2,955	2,801	2,730	2,693	2,672	2,673	2,687
$0,02 \rho_8$	3,675	3,121	2,859	2,741	2,683	2,660	2,649	2,657	2,677

Из результатов таблицы № 2 видно, что влияние начального обогащения урана изотопом ^{235}U оказывается весьма слабым. Однако при сравнительно малых выжиганиях его роль оказывается более существенной и не исключено, что и такие схемы (вследствие того, что в их топливных элементах глубина выжигания ^{235}U не будет превышать, скажем 20%) могут оказаться экономически выгодными.

О некоторых особенностях предложенной схемы

В заключение отметим некоторые недостатки и преимущества предложенной схемы.

Первым существенным недостатком схемы является необходимость достижения очень больших глубин выгорания ^{238}U в тепловыделяющих элементах реактора (за кампанию необходимо выжигать до ~40% имеющегося в блоке урана). Такая глубина выжигания не была пока достигнута ни в одной из известных конструкций тепловыделяющих элементов.

Если подходить к «бесхимическому» реактору-бридеру с экономическими критериями, принятыми для реакторов-бридеров обычных типов, то окажется, что в системе рассматриваемого типа необходимо достигнуть очень высоких тепловых нагрузок активного вещества. Однако нужно отметить, что непосредственный перенос экономики обычных бридерных систем на системы рассматриваемого типа, не является правильным. При экономических расчетах реакторов-бридеров обычного типа учитывается, что в звеньях технологического цикла находятся большие массы дорогого плутония; со всего этого количества Pu учитываются амортизационные отчисления. В «бесхимической» схеме плутоний в процессе работы не выделяется. Поэтому, амортизационные отчисления следует делать с первоначальных капитальных затрат (первой загрузки). Это может привести к тому, что рассматриваемая схема станет рентабельной при существенно более низких удельных тепловых нагрузках по сравнению с обычными бридерными системами...

И.В. КУРЧАТОВ И ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

В.В. Гончаров

Печатается по статье в журнале «Атомная энергия»,
1963, т. 14, вып. 1, с. 10–17

Работая вместе с Игорем Васильевичем Курчатовым с самого начала организации Института атомной энергии, носящего ныне его имя, я имел отношение к некоторым направлениям проблемы использования атомной энергии и хочу рассказать о роли Игоря Васильевича в решении многих важнейших задач.

Прежде всего, необходимо отметить, что для стиля руководства И.В. Курчатова характерно было непосредственное участие в экспериментах, повседневное обсуждение результатов и планов дальнейшей работы.

Одним из достижений, имевших фундаментальное значение для дальнейшего развития реакторостроения, явилось создание под руководством И.В. Курчатова первого в нашей стране ядерного реактора, в котором была осуществлена цепная реакция. Этому предшествовали напряженная теоретическая и экспериментальная работа по исследованию процессов деления, измерению нейтронно-ядерных констант и другие исследования, проводившиеся широким фронтом при активном участии И.В. Курчатова.

В первом реакторе в качестве топлива был использован природный уран (в тот период мы еще не располагали обогащенным ураном), а в качестве замедлителя – графит.

К чистоте урана и графита предъявлялись весьма жесткие требования. Достаточно сказать, что в графите, например, примеси бора допускались в количестве нескольких миллионных долей. Задача усложнялась тем, что уран и графит такой чистоты никогда не производились, а требовались они в большом количестве – металлического урана до 50 т, графита сотни тонн.

Благодаря энергичным мерам, принятым И.В. Курчатовым, в сравнительно короткие сроки был разработан способ получения графита высокой степени чистоты и налажен его промышленный выпуск в необходимом количестве. Также успешно было создано производство урана требуемой чистоты.

И.В. Курчатов сам выезжал на заводы и в лаборатории, ставил задачи, на месте помогал преодолевать трудности и постоянно был в курсе хода работ.

Под непосредственным руководством И.В. Курчатова был осуществлен успешный пуск первого ядерного реактора с графитовым замедлителем и на природном уране.

В предисловии к брошюре «Ядерные излучения в науке и технике» он писал: «Вспоминаю волнение, с которым впервые на континенте Европы мне с группой сотрудников довелось осуществить цепную реакцию деления в Советском Союзе на уран-графитовом реакторе»¹.

Исключительно ценный опыт, полученный на первом реакторе, и проведенные на нем исследования по ядерной физике позволили перейти к проектированию и сооружению других реакторов.

И.В. Курчатов был инициатором создания в Институте атомной энергии комплексной экспериментальной базы для проведения испытаний опытных тепловыделяющих элементов, конструкционных материалов и теплоносителей, без чего невозможно было дальнейшее развитие новых энергетических, транспортных и исследовательских реакторов. Такая база, состоящая из исследовательского реактора РФТ, экспериментальных петель с различными типами теплоносителей и режимами испытаний и «горячей» материаловедческой лаборатории, была создана. Реактор был введен в эксплуатацию в апреле 1952 г.; его тепловая мощность достигала 10 000 кВт, максимальный поток тепловых нейтронов $5 \cdot 10^{13}$ нейтр./см²·с. Замедлителем в реакторе служили графит и отчасти вода, в качестве топлива использовался уран с 10%-ным обогащением.

Одной из трудных задач, возникших при сооружении реактора РФТ, явилось создание тепловыделяющих элементов сложной конструкции, которые должны работать с высокими удельным энерговыделением и тепловыми нагрузками. Проблема усложнялась тем, что, как показали исследования, при облучении урановых изделий происходили сильные изменения формы и размеров. Это исключало возможность изготовления устойчивых тепловыделяющих элементов из обогащенного металлического урана, работающих с большим выгоранием ²³⁵U.

¹И.В. Курчатов. Ядерные излучения в науке и технике. М., 1958, стр. 5.

Сложная задача создания для РФТ и других реакторов не распухающих и не подвергающихся деформации тепловыделяющих элементов с максимальным сроком службы в напряженных условиях была успешно решена в соответствии с принципиально новой идеей диспергирования делящегося вещества в разбавителе.

Интересно отметить, что специалисты США также пошли по пути создания диспергированных элементов для реакторов, работающих на обогащенном уране при высоких удельных нагрузках, в частности для реактора MTR, пущенного в 1952 г., что выяснилось из докладов американских ученых на Женевской конференции в 1955 г.

Диспергированные тепловыделяющие элементы успешно применяются в РФТ и других типах реакторов Советского Союза.

Большое внимание И.В. Курчатов уделял исследованиям поведения тепловыделяющих элементов в реакторах и разработке новых типов элементов.

В 1957–1958 гг. при поддержке И.В. Курчатова была успешно осуществлена реконструкция реактора РФТ, произведенная с целью существенного расширения экспериментальных возможностей. После реконструкции мощность реактора была повышена до 15 000–20 000 кВт, максимальный поток нейтронов увеличен в уране до $1,8 \cdot 10^{14}$ нейтр./см²·с, а в центральном канале, заполненном водой, до $(3 \div 4) \cdot 10^{14}$ нейтр./см²·с. Число экспериментальных каналов для испытаний тепловыделяющих элементов значительно возросло.

Основой реконструкции явились новые, оригинальные по конструкции и технологии изготовления, тепловыделяющие элементы с ураном 90%-ного обогащения и сильно развитой поверхностью охлаждения. Внутри тепловыделяющей сборки из шести концентрично расположенных тонкостенных трубок могло производиться также облучение различных образцов. Стенки трубок изготавливались из уран-алюминиевого сплава с защитным покрытием из алюминия. Тепловыделяющие элементы подобного типа стали применяться в ряде других реакторов Советского Союза.

Испытания большого числа опытных тепловыделяющих элементов в реакторе РФТ имели важное значение для отработки и выбора наиболее надежных и работоспособных конструкций элементов для ряда новых реакторов (для Первой атомной электростанции, водо-водяных реакторов Нововоронежской атомной электростанции, газового реактора Чехословацкой атомной электростанции, реакторов ледокола «Ленин» и др.).

Под руководством И.В. Курчатова были открыты весьма интересные явления, имевшие важнейшее значение для работы реакторов и касающиеся действия излучения на вещества.

При изучении физических свойств графита в условиях интенсивного нейтронного облучения было обнаружено сильное изменение свойств: уменьшение теплопроводности и электропроводности, изменение объема и механической прочности. Далее было установлено, что при отжиге облученного графита выделяется скрытая энергия, запаянная кристаллической решеткой. Эти исследования позволили выяснить физическую природу изменений в графите, связанных с нарушениями кристаллической решетки и изменением ее постоянных, и решить ряд практических задач, возникающих при проектировании и эксплуатации ядерных реакторов с графитовым замедлителем.

Наиболее ценные результаты при изучении свойств графита, особенно накопления и характера выделения скрытой энергии, были получены после проведения по инициативе И.В. Курчатова весьма смелого эксперимента по разборке кладки уран-графитового реактора ИР мощностью 50 000 кВт после четырех лет эксплуатации.

Огромный вклад внесен И.В. Курчатовым в развитие ядерной энергетики в СССР.

И.В. Курчатову принадлежит большая заслуга в создании первой в мире советской атомной электростанции, пуск которой явился первым этапом в развитии ядерной энергетики в нашей стране.

И.В. Курчатов считал, что, хотя Советский Союз обладает богатыми природными энергетическими ресурсами, в отдельных районах страны ядерная энергетика может оказаться более выгодной по сравнению с тепловой.

В 1956 г. в своем выступлении на XX съезде КПСС И.В. Курчатов заявил: «...хотя капиталовложения на единицу установленной мощности атомных электростанций приблизительно в полтора раза больше соответствующих капиталовложений угольных электростанций, стоимости киловатт-часа мощной атомной и угольной электростанций могут быть приблизительно одинаковыми. Это связано в большой степени с тем, что расход топлива на атомных электростанциях ничтожно мал»².

²«Правда», 22 февраля, 1956 г.

По инициативе и при активном участии И.В. Курчатова было начато сооружение крупных атомных электростанций для того, чтобы этот большой эксперимент позволил накопить опыт строительства и эксплуатации атомных электростанций с массовым производством тепловыделяющих элементов и их переработкой, найти более технически надежные и экономичные пути создания атомных электростанций и определить, какой объем должна занять ядерная энергетика в общей энергетике нашего социалистического государства. В настоящее время заканчивается монтаж двух крупных промышленных электростанций – Белоярской и Нововоронежской.

Богатый опыт, накопленный в процессе сооружения и эксплуатации Первой атомной электростанции, использован при строительстве Белоярской атомной электростанции, носящей имя И.В. Курчатова. Ее реакторы с ядерным перегревом пара являются дальнейшим развитием реактора Первой атомной электростанции.

Проектирование Нововоронежской атомной электростанции с реакторами водо-водяного типа велось под руководством И.В. Курчатова. Большая компактность, надежность, возможность достигать глубокого выгорания горючего (что подтверждается опытом эксплуатации таких реакторов, например, на ледоколе «Ленин») показывают перспективность применения водо-водяных реакторов на атомных электростанциях.

Выступая с лекцией в 1956 г. в английском атомном центре Харуэлле, И.В. Курчатов говорил: «С точки зрения возможности выгорания ^{238}U большой интерес представляет процесс рециркуляции ядерного горючего, т.е. последовательность кампаний выгорания в уран-водной решетки. Есть основания ожидать, что в уран-водных решетках при использовании циркуляции ядерного горючего может быть достигнуто большее использование ^{238}U ... В связи с возможностью достичь глубокого выгорания урана (в том числе в течение одной кампании) огромное практическое значение приобретает задача создания тепловыделяющего элемента, способного к длительной работе под облучением»³.

И.В. Курчатов внимательно следил за выполнением экспериментальных работ по созданию и испытанию таких тепловыделяющих элементов для водо-водяных энергетических реакторов.

³И.В. Курчатов. Атомная энергия, 1956, № 3, с. 5.

Тепловыделяющие элементы с сердечниками из спеченной двуокиси урана в оболочке из циркониевых сплавов прошли широкие и длительные испытания в реакторах. Испытания показали способность элементов надежно работать с достижением глубокого выгорания — до 25 000 МВт-сутки/т урана.

И.В. Курчатов руководил испытаниями на многих критических сборках. Результаты этих испытаний легли в основу разработки реакторов разного назначения.

Под руководством И.В. Курчатова в Советском Союзе были созданы исследовательские реакторы различных типов. Первыми, как указывалось, явились реакторы с графитовым замедлителем.

Создание водо-водяных исследовательских реакторов позволило обеспечить во многих институтах Советского Союза и стран народной демократии мощную базу для проведения исследований в области реакторостроения, нейтронной физики, радиационной химии, биологии, для получения радиоактивных изотопов, а также для подготовки научных и инженерных кадров.

В связи со спецификой физики реакторов с водяным замедлителем требовались новые методы их расчетов. Возникли проблемы, связанные с обеспечением устойчивости цепной реакции и с конструированием активной зоны. В то время многие физики сомневались в возможности безопасной работы реактора, вся замедляющая среда которого находится в движении, сопровождаемом различного рода флуктуациями плотности. Высказывались опасения, что флуктуации плотности замедлителя могут привести к нерегулируемому саморазгону с тяжелыми последствиями — разрушением активной зоны или даже небольшим атомным взрывом.

В результате теоретических и экспериментальных исследований реактора с водяным замедлителем были созданы методы, позволившие с достаточной точностью оценить размеры активной зоны, критические загрузки и другие параметры.

Первый в СССР водо-водяной исследовательский реактор ВВР-2 на обогащенном уране с бесканальной активной зоной был сооружен в Институте атомной энергии. Этот реактор послужил прототипом реактора ВВР-С.

Первый водо-водяной исследовательский реактор ИРТ бассейнового типа также был сооружен в Институте атомной энергии. Оба типа реакторов (ВВР-С и ИРТ) получили широкое распространение.

И.В. Курчатов принимал энергичные меры к дальнейшему совершенствованию исследовательских реакторов и созданию новых типов реакторов с целью достижения более высоких потоков нейтронов (свыше 10^{15} нейтр./см²·с) для проведения некоторых физических экспериментов.

Развитие исследовательских реакторов шло по пути создания реакторов, работающих на постоянно поддерживаемом уровне мощности с обеспечением непрерывного отвода тепла, выделяемого в реакторе, циркулирующим теплоносителем. Сравнительно недавно возникла идея создания реакторов нового типа – импульсных или пульсирующих, сверхвысокие потоки нейтронов в которых могут быть получены кратковременно. В таких относительно простых и небольших по размеру реакторах, не имеющих специальной системы охлаждения, в течение короткого промежутка времени могут быть получены интенсивные вспышки.

Большая заслуга принадлежит И.В. Курчатову в создании и сооружении в Советском Союзе импульсного реактора с нейтронным потоком до 10^{18} нейтр./см²·с, что на три-четыре порядка превышает максимальные потоки нейтронов в самых мощных действующих реакторах.

Большую роль сыграл И.В. Курчатов в создании многих атомных исследовательских центров в нашей стране.

Планирование сети исследовательских реакторов в Советском Союзе и направлений исследований на них велось с учетом наличия сложившихся научных школ на местах, необходимости решения задач, являющихся насущными для народного хозяйства союзных республик и отдельных областей, подготовки кадров, владеющих современными методами исследования.

В 1956 г. И.В. Курчатов посетил Узбекистан и после на одном из собраний в Институте атомной энергии заявил, что если бы в Ташкенте имелся экспериментальный реактор, то это позволило бы успешно решать вопросы, связанные с дальнейшим развитием хлопководства и производства минеральных удобрений в Узбекистане. На совещании, созванном в АН УзССР, выяснилось, что Узбекистан располагает кадрами, уже много сделавшими в области сельского хозяйства и медицины. Однако развитие ряда работ, в том числе по разработке наилучших удобрений из фосфоритов Кара-Тау и по разработке мер борьбы с засолением почв, что имеет громаднейшее значение для республики, тормозится из-за отсутствия короткоживущих радиоактивных изото-

пов с временем жизни до нескольких десятков минут. Такие короткоживущие изотопы можно получать в реакторе только на месте и применять в экспериментальных работах, выполняемых тут же около реактора. При содействии И.В. Курчатова в Ташкенте был сооружен исследовательский реактор ВВР-С, пущенный в 1959 г. И.В. Курчатов был избран почетным членом АН УзССР, и в Ташкенте ему подарили национальный костюм. Я вспоминаю, как И.В. Курчатов, одев этот наряд (халат, кушак и тюбетейку), с восторгом делился своими впечатлениями о поездке в Ташкент, Бухару и о встречах с узбекскими учеными.

Придавая большое значение исследованию на реакторе свойств веществ при очень низких температурах и учитывая наличие школы грузинских физиков-криогенщиков, И.В. Курчатов оказал большую помощь в сооружении в Тбилиси исследовательского реактора ИРТ, который был пущен также в 1959 г.

В последней статье «Развитие атомной физики на Украине», опубликованной в газете «Правда» 7 февраля 1960 г. в день смерти, И.В. Курчатов писал: «Работы по изучению и мирному использованию энергии ядерных превращений ведутся в Институте ядерной физики АН УССР». Далее он отмечает: «В Институте физики выполнен цикл интересных работ по изучению рассеяния и захвата быстрых нейтронов атомными ядрами, существенно расширивший наши представления о строении ядра и ядерных превращениях. В этом Институте эксплуатируется протонный ускоритель — циклотрон и в ближайшие дни будет введен в эксплуатацию один из лучших в Советском Союзе ядерных реакторов.

На этой технической базе будут производиться как физические ядерные исследования, так и разрабатываться разнообразные применения радиоактивных изотопов в физике и других отраслях науки, в промышленности, в сельском хозяйстве и в медицине».

Реактор ВВР-М, о котором упоминал И.В. Курчатов, был пущен в Киеве в марте 1960 г.

После сооружения ряда исследовательских реакторов в Советском Союзе возникла необходимость координации проводившихся на них научных исследований. По инициативе И.В. Курчатова в АН СССР велась успешная подготовка к проведению широкого координационного совещания представителей всех реакторных исследовательских центров Советского Союза. Совещание должно было проходить под руко-

водством И.В. Курчатова. Неожиданная смерть помешала осуществить это. Совещание было проведено в марте 1960 г. под председательством академика А.П. Александрова, и все основные намерения И.В. Курчатова – об определении для каждого центра главных направлений научной деятельности, устранении ненужного параллелизма, выделении головных институтов по отдельным проблемам, об обмене опытом между институтами – получили отражение в принятых решениях.

Было решено развивать работы по проблемам нейтронной спектроскопии, спектроскопии гамма-лучей захвата, по вопросам термализации нейтронов и другим – преимущественно – в ордена Ленина Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова, по проблемам воздействия излучения на полупроводники и ядерной изомерии – в Ленинградском физико-техническом институте АН СССР, по химии горячих атомов – в Институте физики АН ГрузССР, по активационному анализу – в Институте геохимии и аналитической химии АН СССР.

В качестве основного направления исследований на реакторе ВВР-С АН УзССР в Ташкенте был принят активационный анализ. Это решение обуславливалось тем, что Узбекская ССР, также как и другие среднеазиатские республики, располагает богатыми и далеко не полностью разведанными запасами полезных ископаемых и поэтому весьма заинтересована в разработке экспрессных методов анализа образцов на различные компоненты, а также в разработке методов обнаружения микропримесей. Уже получены существенные результаты в области активационного анализа (разработан метод контроля примеси бора в кремнии, произведено массовое определение меди в кернах, полученных при разведочном бурении и т.д.).

Наряду с обычным активационным анализом здесь развивается анализ веществ по спектрам гамма-лучей захвата, по резонансному поглощению нейтронов.

Методически эти работы подготовлены в связи с изучением в Советском Союзе гамма-лучей захвата и нейтронно-спектроскопическими исследованиями. Опыт, накопленный в других институтах СССР, в частности в Институте атомной энергии, данные по аппаратуре (гамма-спектрометрам, механическому прерывателю нейтронов, многоканальному временному анализатору) переданы Институту ядерной физики АН УзССР.

Большое народнохозяйственное значение для УзССР имеет изучение действия ядерных излучений на биологические свойства различ-

ных сельскохозяйственных культур — хлопка, кенафа, джута и винограда. Это также изучается на реакторе.

Весьма интересные и многообещающие результаты получены по радиационному замариванию куколок шелковичных червей в коконах.

Институт физики АН ГрузССР проводит на реакторе ИРТ работы по низкотемпературной нейтронографии твердых тел и квантовых жидкостей, изучению действия ядерных излучений на процессы диффузии в монокристаллах металлов и сплавов, ведет наблюдения за образованием дислокаций в ионных кристаллах, исследует распад твердых растворов под влиянием нейтронных потоков и действие облучения на полупроводниковые свойства веществ. Большой удельный вес занимают работы по изучению реакций, протекающих с участием горячих атомов или атомов отдачи.

По указанию И.В. Курчатова научные работники Института физики АН ГрузССР еще в период строительства реактора стажировались по выбранным направлениям в Институте атомной энергии. Грузинским ученым была передана техническая документация по механическим монохроматорам, фильтрам холодных нейтронов, детекторам нейтронов, временным анализаторам, необходимым для работ ученых. Такая же система подготовки кадров и аппаратуры была принята и при организации реакторных центров в Ташкенте, Минске, Риге и др.

Реактор ВВР-М Ленинградского физико-технического института АН СССР призван обеспечить потребности научно-исследовательских институтов одного из важнейших научных центров Советского Союза — Ленинграда.

На реакторе ВВР-М АН УССР большое развитие получают работы по нейтронной спектроскопии, исследованию процессов термализации, по гамма-лучам захвата. Профилирующими для реактора в Киеве являются также работы по физике твердого тела, в частности, по действию излучения на вещество и по радиобиологии.

Основными направлениями работ на реакторе ИРТ Института физики АН ЛатССР являются исследования спектров гамма-лучей захвата нейтронов и спектров короткоживущих изотопов, физика твердого тела, в том числе изучение свойств магнитных материалов и радиобиология.

На реакторе ИРТ Института энергетики АН БССР будут проводиться исследования по физике твердого тела (структуре ферритов и других магнитных материалов и полупроводников, динамике конден-

сированного состояния), ядерной спектроскопии, радиационной стойкости различных органических теплоносителей и др.

Учитывая большую пользу первого координационного совещания, такие совещания стали проводить ежегодно.

И.В. Курчатов был главным инициатором создания крупнейшего в мире научного центра – Объединенного института ядерных исследований в Дубне – и всемерно способствовал организации сотрудничества между социалистическими странами и созданию в них реакторных исследовательских центров. На XX съезде КПСС И.В. Курчатов заявил: «По атомным реакторам мы ведем работы совместно с учеными и инженерами стран социалистического лагеря, которые с участием Советского Союза создают у себя атомные реакторы для научных целей и намечают строительство атомных электростанций. Наша общая с учеными стран социалистического лагеря работа будет расширяться и углубляться и, несомненно, приведет к выдающимся результатам»⁴.

В 1956 г. в одном из выступлений он подчеркнул важное значение помощи, которая оказывается социалистическим странам в проектировании и сооружении исследовательских реакторов, а также в подготовке кадров, и выразил уверенность, что эти кадры будут надежно управлять реакторами и вести на них исследования. Такую помощь Советский Союз начал оказывать с 1955 г. В 1957 г. введены в эксплуатацию исследовательские реакторы различных типов в Румынии, Чехословакии, ГДР, Польше, Китае, Венгрии, Болгарии и др. Эти страны получили в свое распоряжение современные установки, которые позволили подготовить национальные кадры ученых-физиков и инженеров и развернуть исследования в различных областях науки и техники.

В связи с этим возникла необходимость планирования и обсуждения научных работ, проводившихся на реакторах, рационального выбора направлений исследований и их координации. И.В. Курчатов всячески содействовал этим мероприятиям.

Первое такое совещание было проведено в Дубне весной 1959 г. На нем была рассмотрена информация о состоянии и ходе научно-исследовательских работ на реакторах, построенных в странах – участниках Объединенного института ядерных исследований. Была поставлена за-

⁴«Правда», 22 февраля, 1956 г.

дача по координации усилий социалистических стран для большего развития мирного использования атомной энергии.

При поддержке И.В. Курчатова Готовилась Международная конференция ученых и инженеров социалистических стран по вопросам эксплуатации и использования исследовательских реакторов. Эта конференция, проведенная в июне 1960 г. в Дрездене, явилась важной вехой на новом этапе братского сотрудничества наших стран в деле мирного использования атомной энергии. В ней приняло участие около 150 ученых и инженеров из девяти стран. На конференции рассматривался опыт, накопленный в ряде социалистических стран по эксплуатации исследовательских реакторов, расширению их экспериментальных возможностей и использованию для проведения научных работ. Был поставлен ряд научных и технических проблем, которые следовало решить в ближайшее время, причем некоторым странам на основании имеющегося опыта и специализации было предложено взять на себя решение отдельных проблем. Это важное совещание открыло перспективы для укрепления сотрудничества ученых братских стран. Поочередно в разных странах началось проведение ежегодных совещаний, посвященных исследованиям на реакторах, физике реакторов, обмену опытом по их эксплуатации и усовершенствованию.

Созданные при помощи Советского Союза центры реакторных исследований в большинстве социалистических стран стали полноценными научными организациями, активно работающими в актуальных областях науки и техники, вносящими свой вклад в мировую науку и обеспечивающими запросы народного хозяйства своих стран.

Мы видим, как оправдались слова И.В. Курчатова, сказанные в 1956 г. в связи с созданием реакторных исследовательских центров в социалистических странах, и к каким успешным результатам это привело.

И.В. Курчатов стремился к тесному сотрудничеству с учеными всех стран. Известно, какую огромную роль в развитии международного сотрудничества ученых сыграла лекция И.В. Курчатова, прочитанная в Англии, посвященная работам, ведущимся в СССР в области термоядерного синтеза. Во второй лекции он осветил некоторые вопросы развития ядерной энергетики.

И.В. Курчатов неоднократно принимал у себя иностранных ученых, приезжавших в Советский Союз, знакомил их с экспериментальными установками Института атомной энергии и результатами исследований, проводил совместные семинары. Например, в 1958 г. у него

побывал Ф. Жолио-Кюри, в том же году он принимал делегацию английских ученых во главе с Дж. Кокрофтом, в 1959 г. — делегацию американских ученых, в состав которой входили такие видные ученые в области реакторостроения, как А. Вайнберг и В. Зинн.

По инициативе и под руководством И.В. Курчатова была подготовлена сессия АН СССР, посвященная мирному использованию атомной энергии, проведенная в июле 1955 г. На этой сессии было прочитано 80 докладов, в которых впервые были сообщены результаты важных исследований, проводившихся в Советском Союзе. Эти работы вызвали большой интерес и оказались полезными для ученых других стран.

И.В. Курчатов возглавил подготовку докладов на Международную конференцию по мирному использованию атомной энергии, состоявшуюся в Женеве в 1955 г.

Доклады на июльской сессии АН СССР и Женевской конференции явились большим вкладом советской науки в вопросы мирного использования атомной энергии. Среди докладов, представленных на Женевскую конференцию, важное место занимали доклады о Первой атомной электростанции, о путях развития ядерной энергетики, о реакторе для физических и технических исследований, об исследовательских реакторах ВВР-2, ВВР-С и ТВР, теории реакторов и ряд других.

На конференцию, на которой присутствовали представители 79 стран, Советский Союз представил 102 доклада. С трибуны XX съезда КПСС И.В. Курчатов заявил: «Мы получили большое удовлетворение в связи с тем, что на этой конференции доклады наших ученых и инженеров получили высокую оценку мировой научной общественности»⁵.

При активном участии И.В. Курчатова проходила подготовка и ко Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1958). Впервые значительное число докладов было посвящено вопросам термоядерного синтеза. Выступлением в Англии И.В. Курчатов положил начало открытому обсуждению этой важнейшей проблемы науки.

Доклады советских ученых о сооружении атомного ледокола «Ленин», об опыте работы Первой атомной электростанции, о проек-

⁵«Правда», 22 февраля, 1956 г.

тах новых атомных электростанций с уран-графитовыми реакторами с перегревом пара высокого давления, а также с водо-водяными реакторами, об экспериментальных быстрых реакторах, о создании промежуточного исследовательского реактора СМ-2 с высоким потоком тепловых нейтронов, о реконструкции существующих реакторов РФТ, ИР, ВВР-2 и ТВР, о разработке стержневых тепловыделяющих элементов для реакторов типа ВВЭР и атомного ледокола «Ленин», о трубчатых элементах для исследовательских реакторов и многие другие доклады вызвали очень большой интерес. Особенно сильное впечатление произвело неожиданное сообщение о пуске в Советском Союзе первой очереди (100 тыс. кВт) новой атомной электростанции.

Высокий научный уровень представленных докладов обеспечил престиж Советского Союза.

Яркая жизнь и труды выдающегося советского ученого и человека И.В. Курчатова навсегда запечатлелись в наших сердцах, будут для всех служить примером беззаветного служения Родине.

ГИБРИДНЫЙ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР ТОКАМАК ДЛЯ ПРОИЗВОДСТВА ДЕЛЯЩЕГОСЯ ТОПЛИВА И ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ

*Велихов Е.П., Глухих В.А., Гурьев В.В., Кадомцев Б.Б., Колбасов В.Н.,
Котов В.В., Моносзон Н.А., Нетеча М.Е., Орлов В.В., Пистунович В.И.,
Уласевич В.К., Чураков Г.Ф., Шаталов Г.Е.*

Печатается по статье в журнале «Атомная энергия»,
1978 г., т. 45, вып. 1, с. 3–9

Возрастающие трудности в обеспечении топливом многих районов и стран мира ставят задачу перевода энергетического производства в исторически обозримые сроки на новую технологию и новые виды топлива.

Использование ядерного топлива представляется наиболее экономичным и вместе с тем кардинальным решением проблемы на базе опыта, накопленного к настоящему времени в промышленных масштабах. Можно ожидать, что в течение 10–15 лет будут преодолены трудности и колебания в развитии ядерной энергетики, свойственные современному переходному периоду. При благоприятных условиях ядерная энергетика в ближайшие несколько десятилетий будет расти высокими темпами (8–10% в год), распространяясь на новые географические районы и новые области энергопроизводства с достижением уровня мощности в десятки тысяч ГВт(т.).

В течение нескольких десятилетий ядерная энергетика будет строиться на основе реакторов деления. Расход природного урана на срок службы реактора на тепловых нейтронах составляет 1–2 тыс. т на 1 ГВт тепловой мощности. Поэтому создание ядерной энергетики указанных масштабов на тепловых реакторах потребовало бы запасов относительно дешевого природного урана, в десятки раз больших того, что разведано на сегодня, и превышающих даже наиболее смелые оценки потенциальных ресурсов. Мощность по добыче и изотопному обогащению урана в этом случае должна увеличиться на два порядка величины.

Таким образом, развитие ядерной энергетики на основе ^{235}U сталкивается с проблемой ресурсов ядерного топлива. Главные пути решения этой проблемы в настоящее время – переход от тепловых реакторов, сжигающих ^{235}U , к быстрым реакторам-размножителям, осуществляющим расширенное воспроизводство плутония при использовании ^{238}U из отвального или природного урана.

Первые АЭС промышленного масштаба с быстрыми реакторами построены и работают в СССР, Франции, Англии. При известных усовершенствованиях реакторов и создании промышленности для переработки топлива с сокращенным временем его обращения быстрые реакторы смогут обеспечить переход на ядерное топливо в некоторых областях энергопроизводства, в первую очередь в электроэнергетике.

Рассматривая перспективу дальнейшего распространения атомной энергии на другие области энергетики, надо, однако, иметь в виду, что быстрые реакторы, обладая явными преимуществами в воспроизводстве топлива, в ряде применений проигрывают тепловым реакторам по другим техническим и экономическим характеристикам.

Не случайно, что практически во всех проектах атомных энергетических установок, которые предназначены для выработки электроэнергии в переменных режимах, для теплофикационных целей и осуществления высокотемпературного производства синтетического топлива, а также для создания транспортных двигателей рассматриваются и применяются различные типы реакторов на тепловых нейтронах. Для большинства указанных целей требуются энергоисточники средней мощности, тогда как быстрые реакторы становятся экономически выгодными при высокой мощности. Достижение высоких коэффициентов воспроизводства резко ограничивает выбор и количество материалов активной зоны. Глубокие причины этого кроются в самой природе быстрых реакторов.

Использование быстрых реакторов в режимах с переменной мощностью, т.е. с относительно низким средним коэффициентом нагрузки приводит к утере ими главного преимущества, связанного с экономией топлива. Частым изменениям мощности препятствуют также высокая энергонапряженность быстрых реакторов и радиационное повреждение материалов быстрыми нейтронами. В частности, невозможными оказываются простейшие тепловые схемы с легкой водой, применение больших количеств графита в качестве конструкционного материала реакторов для выработки высокотемпературного тепла. Достижению

высоких температур теплоносителя препятствует и высокая энергонапряженность топлива, затрудняющая к тому же использование газового охлаждения.

Сейчас трудно сказать, будут ли найдены решения, которые позволят эффективно использовать быстрые реакторы в рассматриваемых областях энергетики. Наиболее вероятно, что разнообразие видов и условий энергопроизводства приведет и к разнообразию типов реакторов, как быстрых, так и тепловых, каждый из которых будет работать там, где он наиболее эффективен. Но тогда снова возникнет проблема обеспечения топливом той, причем значительной, части ядерной энергетики, которая использует тепловые реакторы. Решение этой проблемы принципиально возможно за счет достижения быстрыми реакторами-размножителями экстремально большого избыточного воспроизводства. Но это потребовало бы новых и более дорогих реакторов с очень высоким воспроизводством, новой и более дорогой технологии транспортирования и переработки облученного топлива с коротким временем обращения, новых и более дорогих тепловых реакторов с улучшенным топливным балансом.

Такой путь решения проблемы ядерного топлива приведет к удорожанию атомной энергии, так же как и продолжение экстенсивного развития на основе сжигания ^{235}U с вовлечением в топливный баланс бедных урановых руд. Поэтому вполне оправданы поиски и других способов обеспечения ядерной энергетики топливом.

Успехи в исследованиях по физике плазмы и управляемому термоядерному синтезу открывают новый, возможно, более экономичный путь решения проблемы, основанный на гибридных реакторах синтеза-деления. За счет больших количеств плутония, производимого при облучении ^{238}U в blankets такого реактора (14 МэВ) нейтронами D-T-реакции, относительно небольшое число гибридных установок сможет обеспечить ядерным топливом ту часть ядерной энергетики, которая использует тепловые реакторы.

Как показывают расчеты, в этом случае может быть развита сбалансированная по плутонию ядерная энергетика с примерно следующей структурой: 30% (по мощности) быстрых реакторов-размножителей с окисным топливом и с длительностью внешнего топливного цикла 1 год, 50% тепловых реакторов с топливным балансом на уровне современных легководных реакторов, 20% гибридных реакторов. Производство наряду с энергией больших количеств товарного плутония в

урановом blankets гибридного реактора (около 800 кг на 1 ГВт/год по сравнению с 70–150 кг для быстрых реакторов) позволяет рассчитывать на его экономическую эффективность даже при относительно высоких удельных капитальных затратах, которые, вероятнее всего, потребуются для первых поколений установок такого рода.

Кроме обеспечения топливом тепловых реакторов гибридные реакторы способны оказать влияние и на решение других проблем ядерной энергетики. Так возникает принципиальная возможность глубокого (5–15% вместо 0,5–1% для современных тепловых реакторов) выжигания природного и даже отвалного урана без промежуточной регенерации и рефабрикации топлива как непосредственно в blankets гибридного реактора, так и путем накопления плутония в твэлах до обогащения, необходимого для последующего использования этих твэлов в тепловых реакторах. Таким путем может быть торий вовлечен в топливный баланс без создания специальной технологии цикла ^{232}Th – ^{233}U .

Наконец, создание гибридного реактора требует решения тех же основных проблем, что и создание «чистого» реактора синтеза, но в упрощенном виде (не требуется выполнения критерия Лоусона; размеры и «термоядерная» мощность реактора могут быть значительно снижены, как и нейтронная нагрузка на первую стенку; облегчено достижение приемлемых экономических показателей). Поэтому гибридные реакторы могут стать первой практической ступенью к созданию «чистых» реакторов синтеза для последующих этапов развития атомной энергетики.

В настоящей работе приводятся результаты предварительных работ гибридного термоядерного реактора на основе системы токамака (ГТРТ).

Исходные требования. Представленный ниже вариант ГТРТ показывает, какими могут быть характеристики первых установок такого типа, разрабатываемых на базе современной технологии и достигающих приемлемых экономических показателей. Основные требования при выборе конструкции и параметров ГТРТ следующие.

1. Тепловая мощность реактора должна быть минимальной. Это требование отражает стремление упростить создание и уменьшить стоимость первой (опытно-промышленной) гибридной двухцелевой установки. Для данного варианта реактора выбрана тепловая мощность $P_T = 6900$ МВт.

2. Нейтронная нагрузка на первую стенку должна быть не ниже 100 Вт/см^2 , что соответствует току термоядерных нейтронов через первую стенку, равному $4,4 \cdot 10^{13}$ нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$. Это требование объясняется стремлением иметь в blankets достаточно большое объемное энерговыделение и позволяет обеспечить наработку нескольких килограммов плутония на тонну загруженного урана за 2–3 года.

3. Конструкция вакуумной камеры должна выдерживать воздействие облучения в течение всего срока службы реактора. Это требование снимает ряд проблем, связанных с периодической разборкой активных конструкций, их удалением и захоронением, а также сборкой новых конструкций.

4. Ориентация на производство плутония как на главную цель установки. Это позволяет снизить температуру конструкций blankets и первой стенки, облегчить выбор материалов для них, использовать топливные материалы высокой плотности. За счет этого увеличивается производительность по плутонию, а снижение КПД производства электроэнергии примерно компенсируется увеличением тепловой мощности blankets.

5. Основные характеристики плазмы не должны быть экстраполированы далеко за пределы характеристик действующих и проектируемых в настоящее время экспериментальных установок-токамаков. Это требование существенно сказывается на выходных показателях установки, так как приводит к необходимости предусмотреть большую мощность инжекторов нейтральных частиц. В то же время это требование представляется оправданным, так как проектирование и сооружение первой опытно-промышленной гибридной установки должно в максимальной степени опираться на экспериментально подтвержденные физические закономерности.

6. Индукция магнитного поля и параметры инжекторов должны быть на уровне значений, которых можно достичь в ближайшем будущем.

Таким образом, руководящей идеей при выборе основных параметров ГТРТ было стремление уменьшить «коэффициент незнания» и облегчить проблемы, стоящие на пути сооружения первого опытно-промышленного гибридного реактора.

Плазменно-физические характеристики установки. В последние годы успешно развиваются исследования на установках токамак по пути по-

лучения высокотемпературной плазмы. Введены в действие два крупнейших токамака «Т-10» (СССР) и PLT (США), проведен большой цикл исследований на меньших установках; достигнуты успехи в повышении параметров плазмы. Проведенные исследования привели к более полному пониманию многих протекающих в плазме явлений.

Результаты этих исследований позволяют с большой уверенностью экстраполировать поведение плазмы к реакторным режимам. На сегодняшний день наиболее реалистичным методом расчета ионной теплопроводности представляется метод «продолженного плато». Расчет по этому методу приводит к уменьшению энергетического времени жизни с ростом температуры ионов $\tau_E \sim T^{-3/2}$ и показывает, что можно получить значения $n\tau_E$, которые необходимы для работы экономически выгодного гибридного реактора.

Такой подход к выбору законов экстраполяции плазменных параметров представляется в настоящее время наиболее обоснованным, хотя он, возможно, излишне пессимистичен по сравнению с существующими проектами термоядерных реакторов.

В настоящее время одним из привлекательных методов нагрева плазмы является инжекция быстрых нейтральных частиц. Вместе с тем этот метод дает возможность осуществить режим двухкомпонентного токамака.

Двухкомпонентность ионов плазмы позволяет рассчитывать на экономически выгодный реактор при $n\tau_E = (4\div 6) \cdot 10^{13} \text{ с} \cdot \text{см}^{-3}$, т.е. значительно ниже значений, необходимых для работы реактора с зажиганием термоядерной реакции. В то же время при наличии интенсивной инжекции быстрых дейтронов необходимо создавать мощные откачные устройства. В качестве такого устройства рассматривается полоидальный дивертор с двумя нулями (рис. 1). Помимо откачки из плазмы замедлившихся дейтронов предполагается, что с помощью дивертора можно будет поддерживать плазменный шнур с малым количеством примесей в течение примерно 10^3 с . По мере накопления экспериментальных данных о работе диверторов различных типов на создаваемых в настоящее время установках в перспективе можно надеяться создать стационарный реактор, в котором ток в плазме будет поддерживаться, например, с помощью инжекции быстрых частиц.

Экспериментальные и теоретические исследования поведения плазмы с вытянутым сечением [2] подтверждают преимущества этой системы по сравнению с круглым токамаком. Такие системы, по-ви-

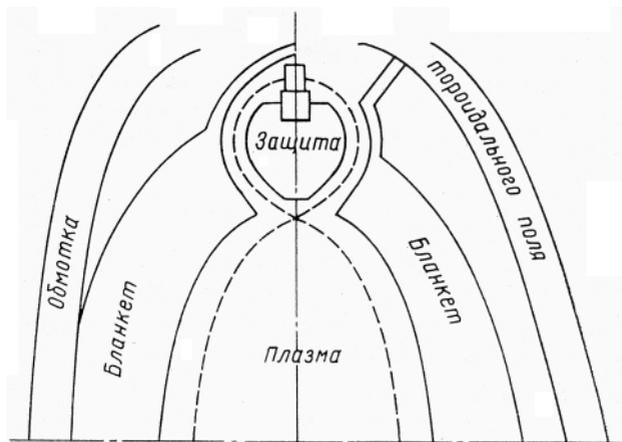


Рис. 1. Схема поперечного сечения реактора

димому, позволяют иметь большие значения давления плазмы, большее энергетическое время жизни и конструктивно могут выглядеть более экономичными. Для данного варианта установки принято сечение плазмы с коэффициентом вытянутости $\epsilon = 2$ (см. рис. 1). Параметры реакторов следующие:

Малая полуось сечения плазмы, м.....	1,5
Большая полуось сечения плазмы, м.....	3,0
Большой радиус плазмы, м	6,4
Объем плазмы, м ³	575
Магнитное поле на оси плазмы, Т	6
Максимальное поле на поверхности катушки, Т.....	12
Запас устойчивости плазмы на краю шнура.....	3
Мощность инжекции в пучке, МВт(эл.).....	200
Число инжекторов	8
Энергия инжектируемых ионов, кэВ.....	500
Число катушек тороидального поля	16
Плотность плазмы (средняя), см ³	$8 \cdot 10^{13}$
Энергетическое время жизни, с	0,8
Длительность цикла, с	1000
Длительность импульса, с	920
Ток термоядерных нейтронов на первую стенку, нейтр./(см ² ·с).....	$5 \cdot 10^{13}$

Нейтронно-физические характеристики установки. С нейтронно-физической точки зрения возможны два критерия сравнения гибридных реакторов: по числу ядер плутония, образующихся на один термоядерный нейтрон K_{Pu} , и полной тепловой энергии, выделяющейся в реакторе на один акт синтеза E ; по скорости наработки плутония на единицу тепловой мощности реактора K_{Pu}/E .

Первый критерий удобен для сравнения гибридных реакторов между собой, однако он неприемлем для систем, приближающихся к критическим, где выход продукта и энергии уже не определяется преимущественно нейтронами источника. В этом случае целесообразно рассматривать величины, отнесенные к единице энергии во всей системе. Гибридные реакторы и быстрые реакторы-размножители можно сравнивать по критерию второго типа.

Сравним с этой точки зрения производство плутония в гибридном и быстром реакторах. Для простоты отнесем его к одному делению в системе. Тогда для гибридного реактора получим

$$Y'_{Pu} = K_{\text{прод}} - K_T/n_{\text{дел}},$$

где $n_{\text{дел}}$ — число делений в бланкете гибридного реактора на один D-T-нейтрон; $K_{\text{прод}}$ — суммарное число ядер трития и плутония, образующихся в бланкете на один D-T-нейтрон; K_T — коэффициент воспроизводства трития. Как показывают расчеты [3, 4], можно создать бланкет гибридного реактора с твэлами из отвалльного урана, имеющий нейтронный баланс, при котором $Y'_{Pu} = 2,67$ ядер/дел. Для быстрого реактора-размножителя имеем

$$Y'_{Pu} \cong K_B - 1.$$

При коэффициенте воспроизводства топлива $K_B = 1,4$ величина выхода плутония на один акт деления в реакторе составит $Y'_{Pu} = 0,4$ ядер/дел.

Таким образом, гибридный реактор может производить почти в 7 раз больше плутония, чем быстрый реактор. Повышенная скорость наработки делящихся изотопов для питания топливом тепловых реакторов деления — основное достоинство гибридных реакторов. Главным критерием выбора материалов и конструкции бланкета и защиты являются исходные требования к установке, указанные выше. На основе этих требований и вариантных расчетов была выбрана композиция бланкета установки (рис. 2). Бланкет реактора состоит из трех основ-

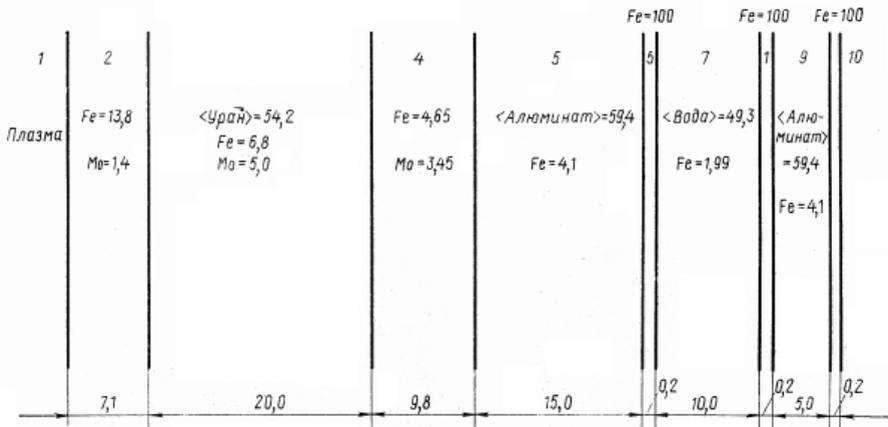


Рис. 2. Материальная схема blankets (толщина зон дана в см, объемное содержание в %)

ных зон, включающих уран- и литийсодержащие элементы и водяной замедлитель. Для рассматриваемого варианта установки наиболее рационально использование твэлов из металлического урана с присадками легирующего материала.

Выбор литийсодержащего материала определяется в основном способом извлечения из него трития. В данном проекте в качестве литийсодержащего материала выбран $\text{Li}_2\text{Al}_2\text{O}_4$. Замедлителем служит вода эффективной толщиной 5 см.

Компоновка вакуумной камеры вместе с окружающим ее blanketом внутри катушек магнитов тороидального поля позволяет размещать радиационную защиту между blanketом и катушками толщиной не более 70 см. Для выбора композиции защиты были приняты следующие критерии: допустимое удельное радиационное энерговыделение в композитной матрице магнита 10^{-4} Вт/см³; допустимый флюенс нейтронов ($E > 0,1$ МэВ) в медном проводнике $3 \cdot 10^{17}$ нейтр./см² и в сверхпроводящем материале 10^{18} нейтр./см²; доза облучения изоляции 10^9 рад.

Анализ показывает, что наилучшей оказывается радиационная защита из гидрида титана с борированным свинцом. Характеристики установки следующие:

Тепловая мощность (средняя за кампанию), МВт(т)	6905
Полная электрическая мощность, МВт (эл.)	2500
Мощность, затрачивая на собственные нужды, МВт(эл.).....	570
Загрузка урана в бланкет, т	1110
Длительность кампании облучения урана, год	2,65
Производство плутония, кг/год	4200
Накопление плутония в уране к концу кампании, кг/т.....	10
Расход трития, кг/год	37,2
Накопление трития в бланкете, кг/год	38,7
Масса литийсодержащего материала, т.....	160
Поверхность первой стенки, м ²	633
Поверхность бланкета с урановой и литиевой зоной, м ²	545
Поверхность бланкета с литиевой зоной, м ²	41
Толщина бланкета и защиты, м	1,4
Коэффициент воспроизводства трития.....	1,04
Число делений в бланкете*	0,61
Энергия, выделяемая в бланкете, МэВ*	140
Средний (по времени) ток 14-МэВ нейтронов через первую стенку, нейтр./(см ² ·с)	4,6·10 ¹³
Поток излучения из плазмы на стенку, Вт/см ²	61
Энерговыведение в уране, Вт/см ³ :	
среднее	98
максимальное	203
Глубина выгорания топлива, МВт·сут./т.....	4500
Обогащение выгружаемого топлива по плутонию, кг/т:	
среднее	10
максимальное	14,8
Скорость облучения материалов бланкета ($E_n > 0,1$ МэВ), нейтр./(см ² ·год):	
первая стенка.....	2,3·10 ²²
уран	2,0·10 ²²
Li ₂ Al ₂ O ₄ первого слоя	2,9·10 ²¹
Li ₂ Al ₂ O ₄ второго слоя	2,4·10 ²⁰

*На один акт синтеза.

Электромагнитная система. В состав электромагнитной системы (ЭМС) входят сверхпроводящие обмотки тороидального поля (ОТП), дивертора (ОД) и индуктора (ОИ) и центральный стальной сердечник. Конструктивная схема реактора и устройство ЭМС показаны на рис. 3.

Обмотка тороидального поля должна обеспечить на оси плазменно-го шнура продольное поле $B = 6$ Т. Для принятых размеров плазмы и

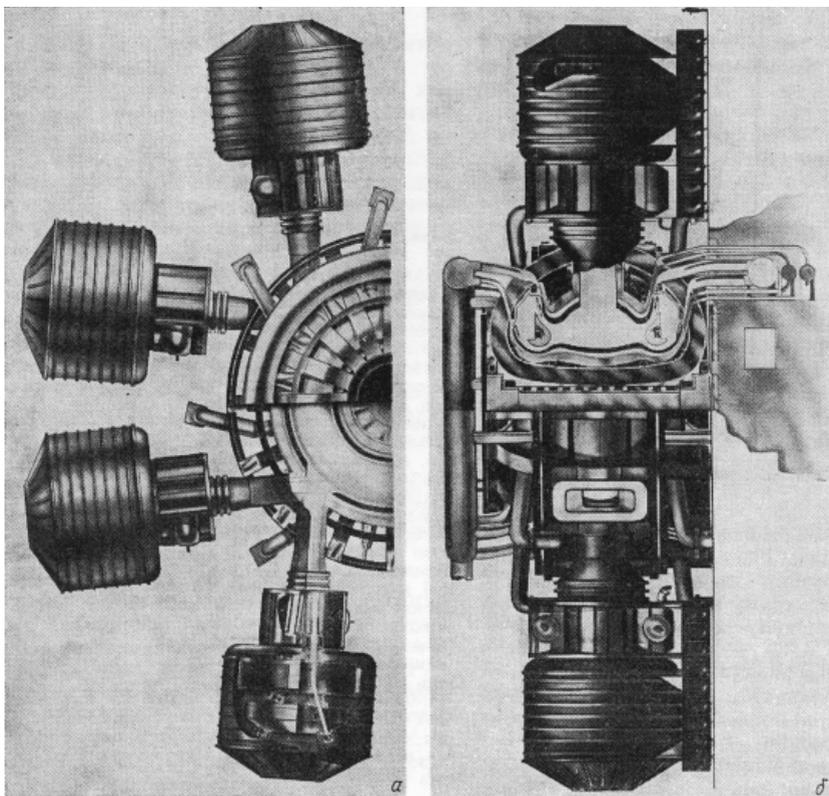


Рис. 3. Конструктивная схема реактора (а – вид сбоку, б – вид сверху)

толщины blankets максимальное поле на ОТП составляет 12 Т. Наличие весьма значительных ponderomotorных сил, действующих на ОТП, приводит к большой вероятности перехода обмотки в нормальное состояние под влиянием незначительных тепловых возмущений. Источниками таких возмущений могут быть небольшие перемещения и деформации обмотки, возникающие под действием ponderomotorных сил. В связи с этим для ОТП принят полностью стабилизированный сверхпроводник.

Катушки ОТП имеют модифицированную D-образную форму. Внутренняя, опорная, сторона представляет собой дугу окружности; наружная сторона определена как безмоментная конфигурация.

Такая конфигурация катушек обеспечивает минимальные механические деформации в сверхпроводнике под действием поперечных сил и, следовательно, повышает надежность ОТП. Округление внутренней стороны катушек целесообразно по условиям технологии намотки.

Обмотка тороидального поля состоит из 16 катушек, при этом между ними имеется достаточно широкое пространство для проводки каналов инжекции нейтральных частиц. Неоднородность тороидального поля на границе плазмы <1%. Обмотка дивертора обеспечивает формирование плазмы с некруглым вытянутым по вертикали поперечным сечением и диверторного поля с двумя нулями. Основная часть ОД размещена внутри ОТП.

Для облегчения сборки и разборки ЭМС координаты и значения токов ОД выбраны таким образом, чтобы алгебраическая сумма токов внутри ОТП равнялась нулю.

Обмотка индуктора расположена снаружи ОТП. Для уменьшения запаса энергии, мощности питания и количества сверхпроводника ОИ предусмотрено симметричное относительно нулевого значения изменение тока ОИ в течение рабочего цикла и применение для индуктора ферромагнитного сердечника. Максимальная скорость изменения индукции в области ОИ 30 Т/с^{-1} , поэтому для предотвращения перехода в нормальное состояние ОИ при таких скоростях изменения поля может потребоваться создание специальных токонесущих элементов. Распределение токов по дискретным катушкам ОИ определено из условий минимального проникновения поля в область плазмы и область ОТП. Особенностью системы с насыщенным ферромагнитным сердечником является то, что при изменении потока индуктора меняются степень насыщения сердечника и картина распределения поля индуктора. Чтобы избежать проникновения при этом значительного переменного поля в область ОТП и плазмы, необходимо определенным образом регулировать соотношение токов в катушках индуктора. Этого можно достичь автоматически, если соединить отдельные группы параллельно и соответствующим образом выбрать числа витков.

В связи с большими значениями индукции для ОТП и ОД предполагается применение сверхпроводников на основе Nb_3Sn . Для ОИ могут быть использованы сверхпроводники на основе Nb-Ti . Состояние промышленного производства и разработки технологии изготовления сверхпроводников дает основание считать, что создание ЭМС гибридного реактора является реальной задачей.

Основные параметры ЭМС приведены ниже.

Продольное поле в центре сечения плазмы, Т	6
Максимальное поле на ОТП, Т	12
Неоднородность поля на краю плазмы, %	1
Число блоков ОТП	16
Полный ток ОТП, МА	192
Запасенная энергия в ОТП, ГДж	70
Расход сверхпроводника для ОТП, кг	$7,6 \cdot 10^6$
Полный ток ОИ, МА	53
Полный ток ОД, МА	19
Запасенная энергия в ОИ, ГДж	1,2
Запасенная энергия в ОД, ГДж	0,57
Изменение потокосцеплений ОИ, В·с (± 52 В·с)	104
Максимальная индукция в сердечнике, Т	5,7
Максимальная индукция на ОИ, Т	3,7

Список литературы:

1. Александров А. П. Атомной энергетике 20 лет. М., Атомиздат, 1974, с. 258
2. Freeman R. In: Proc. VI Conf. «Nuclear Fusion, Supplement», Vienna, IAEA, 6–13 Oct. 1976.
3. Lee J. UCRL-73952, LLL, 1972.
4. Марин С.В., Марковский Д.В., Шаталов Г.Е. «Изв. АН СССР. Энергетика и транспорт», 1975, № 6, с. 78.

РЕЗУЛЬТАТЫ СИСТЕМНЫХ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ 1975–1989 гг.

Экспертная оценка 1975 года

Ядерная энергетика. Основные проблемы и перспективы развития

Главный редактор: А.П. Александров.

*Редакционная коллегия: А.С. Коченов, И.К. Левина, В.А. Легасов,
Н.Н. Пономарев-Степной, В.А. Сидоренко, Я.В. Шевелев.*

*В подготовке материала принимали участие: А.П. Александров,
члены экспертной комиссии А.С. Коченов (председатель),
Е.С. Глушков, В.Н. Гребенник, Ю.Н. Занков, Е.П. Кунегин, О.Г. Лебедев,
И.К. Левина, А.Н. Новиков, В.М. Новиков, Н.Н. Пономарев-Степной,
А.В. Сазыкин, В.А. Сидоренко, С.А. Скворцов, Я.В. Шевелев,
а также В.Л. Блинкин, В.Е. Демин, Н.В. Звонов, А.Я. Крамеров,
А.Р. Нихамкин, Ю.В. Сивинцев, Н.Ф. Симонов, Н.М. Гроценко.*

Печатается в сокращении (предисловие и заключительная глава)
по книге: «Ядерная энергия. Экспертные оценки развития.
Курчатовский институт. 1949–2008 годы», М: ИздАт, 2008 г.

В настоящей экспертной оценке представлены первые результаты начатых в ИАЭ им. И.В. Курчатова исследований по перспективам развития ядерной энергетики. Цель этих исследований – составление прогноза развития ядерной энергетики на длительный (~25 лет и более) период времени.

На начальном этапе авторы ставили перед собой задачу рассмотреть возможно более широкий комплекс проблем, связанных с развитием ядерной энергетики, и выявить «узкие места», которые могут сдерживать ее развитие, а также наименее изученные проблемы.

Выводы и задачи дальнейших исследований

1. Основу первого этапа развития АЭС на период до 1985–1990 гг. могут составить реакторы только двух типов. Это ВВЭР, показываю-

щий в течение многих лет надежную работу на Воронежской АЭС, и РБМ-К, подготовленный к серийному производству. По мере накопления опыта эксплуатации предполагается последовательное усовершенствование характеристик этих реакторов.

Называемую в настоящее время величину установленной мощности АЭС в СССР на 1990 г., равную 110 ГВт(э), следует рассматривать как нижнюю границу. Ожидается, что к концу 1990 г. суммарная (во всех странах мира) установленная мощность АЭС превысит 1000 ГВт (из них 530 ГВт придется на США).

2. Атомная энергетика второго этапа развития — с быстрыми бридерами — в принципе способна преодолеть возможные затруднения, связанные с исчерпанием ресурсов дешевого урана в начале будущего века, хотя в текущем столетии сильного влияния на потребление урана бридеры не окажут. Однако для того чтобы открыть перспективу развития крупномасштабной ядерной энергетике будущего века, бридеры должны обеспечивать плутонием не только строительство новых бридеров в темпе развития энергетике, но и загрузку реакторов на тепловых нейтронах, потребляющих отвалы уран или торий. Исходя из нужного для СССР времени удвоения энергетике 8 лет, необходимо, чтобы время удвоения топлива находилось в пределах 4—6 лет.

Ошибочно было бы считать, что быстрые бридеры вытеснят реакторы на тепловых нейтронах. Бридеры бессмысленно эксплуатировать с неполной нагрузкой или в режиме регулирования энергосистем, так как при этом время удвоения для них возрастает, и они делаются неконкурентоспособными с реакторами на тепловых нейтронах. Оптимальная структура атомной энергетике будет сочетать быстрые бридеры с временем удвоения 4—6 лет и тепловые реакторы. Относительная доля тепловых реакторов будет тем больше, чем меньше время удвоения бридеров. Для нужного нам 8-летнего темпа удвоения энергетике при бридерах с удвоением за 4 года доли тепловых и быстрых реакторов должны быть приблизительно одинаковыми.

Атомная энергетике второго этапа немислима без быстрой химической переработки топлива. Поэтому вопросам разработки быстрых способов химической переработки топлива и их промышленного внедрения должно быть уделено не меньшее внимание, чем разработке бридеров с коротким временем удвоения.

3. Самое большое влияние оказывает на структуру атомной энергетике степень дефицитности урана. Хватит или не хватит урана на наш

век — это зависит от его природных ресурсов, от объема и темпов развития атомной энергетики. В свою очередь, темпы развития атомной энергетики зависят от ее экономичности, от цены поставляемой ею энергии, а эта цена зависит от ресурсов урана и структуры атомной энергетики.

Неопределенность информации о ресурсах урана — основном сырье атомной энергетики — самая острая проблема прогнозирования ее развития.

4. Для выбора оптимальной структуры атомной энергетики необходим анализ топливного цикла в целом. Оптимизация отдельных элементов топливного цикла (таких, как добыча урана, его обогащение, изготовление твэлов, химическая переработка и транспортировка облученного топлива и сырья, захоронение радиоактивных отходов и др.) не дает никакой уверенности в правильности подхода к проблеме в целом. В этой связи необходимо определить головную научную организацию по оптимизации всего топливного цикла.

5. Разработку быстрых бридеров с натриевым охлаждением следует всячески поддерживать. Однако создание бридеров, охлаждаемых натрием, при времени удвоения 4–6 лет может оказаться слишком сложным или даже невыполнимым, так как заметное смягчение спектра нейтронов натрием снижает коэффициент воспроизводства. По этой причине в качестве альтернативы следует разрабатывать быстрый реактор с гелиевым теплоносителем. Принципиальное преимущество гелия заключается в его инертности во взаимодействии с сердечником твэлов, их покрытиями и другими конструкционными материалами. Это открывает возможность максимального сокращения влияния на физику реактора конструкционных материалов и теплоносителя, вносимых в активную зону и экраны для обеспечения высокого удельного теплосъема с ядерного горючего.

6. В последние годы все более острым становится вопрос о нехватке топливных ресурсов для получения технологического тепла, в частности, для черной металлургии, химии и других промышленных нужд. В прогнозе на 1990 г. доля топлива для получения высокотемпературного технологического тепла составляет в общем балансе топлива около 20%. В связи с этим возникает проблема использования атомных реакторов для получения технологического тепла. На основании проектных проработок, выполненных в нашей стране, и анализа зарубежного

опыта показано, что указанной цели лучшим образом удовлетворяют высокотемпературные реакторы с гелиевым теплоносителем.

7. Анализ структуры потребления топлива показывает, что ~35% топлива расходуется на генерацию средне- и низкопотенциального тепла. В этой связи целесообразно рассмотреть возможность замены существующих энергетических установок ядерными реакторами.

8. АЭС с кипящими легководными реакторами в железобетонных корпусах позволяют не только разгрузить машиностроительную промышленность от производства металлических корпусов большого размера, но и достигнуть высоких уровней мощности (2000—3000 МВт(э) на один реактор). Учитывая высокую эксплуатационную надежность АЭС с кипящими легководными реакторами, можно ожидать, что они окажутся перспективными и на втором этапе развития атомной энергетики. В этой связи следует интенсифицировать как конструкторские разработки, так и нейтронно-физические и экономические расчеты.

9. Среди различных отраслей энергетики, основанных на применении ископаемого топлива, атомная энергетика не имеет себе равных по минимальному уровню вредного воздействия на обслуживающий персонал, население и окружающую среду, а также по оснащенности средствами защиты против возможного загрязнения внешней среды.

Широкое развитие атомной энергетики до $\sim 10^4$ ГВт на всем земном шаре и до $\sim 10^3$ ГВт в СССР (прогноз на 2000—2010 гг.) позволяет обеспечить сохранение достаточной чистоты внешней среды. Этот вывод, полученный путем средних «глобальных» оценок, требует дополнительных исследований, направляемых на изучение возможных локальных отклонений от средних оценок.

Важной является проблема загрязнения атмосферы долгоживущим изотопом Kr^{85} . Необходимо искать пути уменьшения выхода Kr^{85} в атмосферу. При развитии атомной энергетики необходимо проводить тщательный теоретический анализ предельно возможных аварий во всех ее звеньях. Необходимо изучать схемы АЭС, позволяющие уменьшить водопотребление и перейти на воздушное рассеяние сбросного тепла.

Прогнозы по вопросам воздействия широко развитой сети АЭС на окружающую среду содержат ряд неопределенностей и априорных посылок. Для уточнения ситуации необходимо развивать подобные исследования в нашей стране, в том числе по изучению радиологической емкости биосферы.

10. С ростом атомной энергетики будет возрастать и количество радиоактивных отходов, которые необходимо содержать вне биосферы сотни тысяч лет. Безопасное захоронение радиоактивных отходов является чрезвычайно важным вопросом, требующим международного сотрудничества.

11. Для прогнозирования атомной энергетики необходимо развернуть работы по созданию математической модели атомной энергетики с учетом всех аспектов топливных циклов (добыча топлива и сырья, склады, транспорт, разделение изотопов, фабрикация элементов, получение энергии в реакторах, химическая переработка, захоронение радиоактивных отходов, экология и т.д.) и экономических показателей. Такая модель позволит объективно сравнивать различные варианты развития атомной энергетики и прогнозировать оптимальную структуру атомной энергетики будущего.

12. Исследования проблемы использования металлического урана в тепловых легководных реакторах указывают на возможность создания усовершенствованного теплового конвертора с металлическим урановым топливом при сохранении технологии современных легководных реакторов. При переходе на металлическое топливо значительно улучшаются характеристики топливного цикла: в ~ 2 раза увеличивается выработка плутония и, при использовании замкнутых циклов, сокращаются расход естественного урана и объем разделительных работ. Вследствие этого необходимо выполнить физические, конструкторские и технологические проработки таких реакторов, уделяя особое внимание проблеме создания радиационно- и коррозионно-стойких металлических ТВЭЛов.

Необходимо развивать и исследования по применению карбидного и нитридного топлива. Это топливо наиболее перспективно для бридиров и высокотемпературных реакторов с гелиевым теплоносителем, оно улучшает нейтронно-физические и теплофизические характеристики реакторов (увеличивает коэффициент воспроизводства, улучшает совместимость с высокотемпературным покрытием: SiC, RuC, сплавами ванадия, повышает рабочие температуры).

13. Перспективность различных типов реакторов существенно зависит от характеристик химической переработки. Для анализа технологических и экономических показателей предприятий по регенерации топлива в ИАЭ (с привлечением других организаций) необходимо проводить следующие работы:

а) исследование различных методов (и в первую очередь фторидного) химической переработки и их характеристик (производительности установок, времени переработки и др.) применительно к конкретным типам тепловых и быстрых реакторов;

б) анализ стоимости переработки топлива в зависимости от использованных методов, времени переработки, масштабов производства и т.д.

14. При работе ядерных реакторов по мере выгорания U^{235} происходит накопление U^{236} , который несколько ухудшает параметры топливного цикла, но является необходимым изотопом для получения Np^{237} . При повторном использовании облученного топлива следует либо увеличить обогащение по U^{235} (чтобы скомпенсировать вредное поглощение нейтронов в U^{236}), либо отделить изотоп U^{236} . В целях поиска оптимального топливного цикла необходимо исследовать возможности разделения тройной смеси $U^{235}-U^{236}-U^{238}$ как в техническом, так и в экономическом аспекте.

15. Ториевый цикл, позволяющий достигнуть в тепловом спектре нейтронов $KB \geq 1$, представляется достаточно перспективным. Такой цикл может быть реализован, например, в жидкосолевых бридерах. Отсутствие производства твэлов, сравнительная простота топливopерерабатывающих процессов, возможность непрерывного удаления отравляющих реактор продуктов деления и связанная с этим низкая загрузка делящегося вещества, отсутствие расходов на транспортировку радиоактивных делящихся материалов — все это является достаточно важным преимуществом жидкосолевых ториевых бридеров.

Ториевый цикл перспективен и для других тепловых реакторов: ВВЭР и РБМ-К (окисный и металлический торий), ВГР. Металлический торий имеет серьезные преимущества по сравнению с металлическим ураном: скорость коррозии металлического тория в воде в 100 раз меньше, а радиационная стойкость выше.

Однако в настоящее время нет доказательств решающих преимуществ ториевого цикла по сравнению с урановым, и поэтому широко развивать ториевую промышленность пока нецелесообразно. Вместе с тем в целях дальнейшего исследования перспективности тория необходимо продолжить физические и экономические расчеты ториевых циклов в реакторах разных типов (ВВЭР, РБМ-К, ВГР, MSBR), следует провести эксперименты по физике ториевых реакторов, а также изучить вопросы технологии изготовления ториевого топлива (окисного,

металлического, карбидного и фторидного). В ториевом цикле накапливающийся U^{232} в силу «жесткого» γ -излучения существенно затрудняет регенерацию облученного топлива. Для оптимизации ториевого цикла необходимо также исследовать возможность разделения тройной смеси $U^{232}-U^{233}-U^{234}$.

Экспертная оценка 1984 года

Ядерная энергетика. Основные проблемы и перспективы развития

Главный редактор: А.П. Александров.

*Редакционная коллегия: А.С. Коченов, И.К. Левина, В.А. Легасов,
Н.Н. Пономарев-Степной, В.А. Сидоренко, Л.П. Феоктистов,
Я.В. Шевелев*

В подготовке материала принимали участие: А.П. Александров (главный редактор), В.А. Легасов, В.Л. Блинкин, А.Ю. Гагаринский, В.М. Гребенник, В.М. Демин, А.В. Иванушкин, В.А. Карпов, В.А. Князев, О.М. Ковалевич, Л.И. Коваленко, А.С. Коченов, А.Я. Крамеров, А.В. Краюшкин, И.И. Кузьмин, В.А. Кулямин, О.Г. Лебедев, И.К. Левина, А.Р. Нихамкин, А.Н. Новиков, В.М. Новиков, В.В. Орлов, Н.Н. Пономарев-Степной, А.Н. Проценко, В.Н. Прусаков, В.С. Романенко, А.А. Сазыкин, Ю.В. Сивинцев, В.А. Сидоренко, В.Я. Сироткин, И.С. Слесарев, И.Н. Соколов, А.Я. Столяревский, В.А. Стукалов, С.А. Субботин, Ю.Ф. Чернилин, В.А. Шевелев, Я.В. Шевелев

Печатается в сокращении (предисловие и заключительная глава) по книге: «Ядерная энергия. Экспертные оценки развития. Курчатовский институт. 1949–2008 годы», М: ИздАт, 2008 г.

С момента издания экспертной оценки выпуска 1975 г. произошли существенные изменения и в развитии ядерной энергетики, и в представлениях о ее будущем.

Достигнутые технические, эксплуатационные и экономические показатели АЭС с крупными энергоблоками на основе реакторов ВВЭР и РБМК позволили принять решение об обеспечении всего прироста производства электроэнергии в европейской части страны за счет ядерных энергоисточников. Начато строительство первых станций бытового теплоснабжения и принято решение о строительстве первых атомных теплоэлектроцентралей.

Во второй экспертной оценке более детально рассмотрена проблема баланса ядерного топлива, а также сделана попытка дальнего прогноза развития ядерной энергетики.

Программа развития ядерной энергетики до конца текущего века в основных чертах практически predetermined накопленным к настоящему времени опытом, возможностями промышленности, в первую очередь машиностроения, экономическими и прочими условиями, сложившимися в топливно-энергетическом комплексе страны в целом и в его отдельных энергетических системах.

Основу ядерной энергетики в ближайшие 40–50 лет будут составлять реакторы деления, которым в экспертной оценке уделено основное внимание.

Вместе с тем успехи последних лет в исследованиях по физике плазмы позволили приступить к проектированию опытного энергетического термоядерного реактора. В настоящем выпуске приводятся данные по наиболее продвинутой концепции – токамаку гибридного типа и оценка ее влияния на долговременный топливный баланс ядерной энергетики.

Выводы и задачи дальнейших исследований

1. Решение проблем топливно-энергетического баланса страны требует широкого внедрения ЯЭ в наиболее энергоемкие отрасли народного хозяйства, и одна из ближайших и главных проблем состоит в разработке ЯЭУ для различных областей энергопроизводства.

Основной областью применения ЯЭ до 2000 г. явится электроэнергетика, а основными типами ядерных реакторов – водоохлаждаемые реакторы ВВЭР и РБМК. Другие реакторы, в том числе бридеры с натриевым охлаждением, из-за отставания в разработках и инерционности ЯЭ не сумеют оказать заметного влияния на выработку энергии.

После электроэнергетики наиболее технически подготовленным к быстрому внедрению ЯЭ является централизованное теплоснабжение, потребляющее значительную часть дефицитного газомазутного топлива. Ядерное теплоснабжение предполагается развивать в направлении создания и внедрения атомных станций бытового теплоснабжения (АСТ) для производства горячей воды, атомных теплоэлектроцентралей (АТЭЦ), в которых выработка тепла сочетается с выработкой электроэнергии, атомных станций промышленного теплоснабжения (АСПТ) для производства горячей воды и пара.

Дальнейшее расширение областей использования ЯЭ предусматривается осуществить путем:

- создания высокотемпературных газоохлаждаемых ядерных реакторов (ВТГР) для непосредственного использования вырабатываемого ими высокопотенциального тепла в технологических процессах (химии, горной металлургии, нефтехимии и т.д.), а также в атомных станциях дальнего теплоснабжения (АСДТ), способных обеспечить теплом (горячей водой и паром) рассредоточенных потребителей;

- создания на АЭС установок по производству водорода и восстановительных газов для порошковой металлургии, прямого восстановления железа и других процессов.

2. Ускоренное развитие АЭС и расширение областей использования ЯЭ увеличат потребности в ядерном топливе. Однако в этом веке даже ЯЭ на тепловых реакторах не столкнется с трудностями обеспечения ее природным ураном. Нехватка урана может возникнуть в начале следующего века. Чтобы избежать этого, необходимо заблаговременно разработать и осуществить меры, препятствующие существенному увеличению затрат на топливо в условиях истощения ресурсов богатых урановых руд, так как главное экономическое преимущество ЯЭ состоит в дешевизне топлива. В этом состоит одна из центральных проблем долгосрочной программы, затрагивающая все составные части ядерно-энергетической системы.

Одна из ближайших и, пожалуй, из наиболее острых проблем состоит в развитии производств по химической переработке и рефабрикации реакторного топлива, необходимых как для экономии урановых ресурсов, так и обращения с большими массами радиоактивных отходов. Сюда же примыкает проблема надежного и экономичного захоронения. Интересы баланса ядерного топлива потребуют ускоренного его оборота: время внешнего топливного цикла должно быть сокращено по крайней мере до 1 года.

Важная задача – создание и освоение в 1990-х годах серийных быстрых реакторов и замкнутого ЯТЦ с достижением ими к концу столетия экономической конкурентоспособности и времени удвоения менее 10 лет. При этом бридеры должны иметь $K_B \cong 1,5$ и глубину выгорания топлива $\sim 10\%$.

Решение проблемы бридинга требует разработки мер по улучшению топливного баланса тепловых реакторов. Перевод реакторов (в рамках уран-плутониевого цикла) на топливо повышенной плотности может, во-первых, дать приблизительно десятилетний запас времени для крупномасштабного ввода быстрых реакторов в случае задержки с

их разработкой и промышленным внедрением, а во-вторых, существенно снизить долю бридеров в ЯЭ. Дополнительное увеличение запаса времени до начала серийного внедрения бридеров и значительное уменьшение доли быстрых реакторов в ЯЭ могут быть достигнуты при строительстве реакторов, специально приспособленных к использованию топлива повышенной плотности или тория.

3. Масштабы, капиталоемкость, длительные ресурсы работы оборудования, сложная и дорогая инфраструктура делают топливно-энергетический комплекс крайне инерционной системой. На разработку и освоение новой энергетической технологии уходят десятилетия и еще десятилетия — на достижение этой технологией масштабов массовой энергетики.

Проблемы развития крупномасштабной ЯЭ, пути их решения, требования к разрабатываемым системам могут быть выявлены лишь на основе анализа долгосрочной (минимум 50-летней) перспективы.

Трудности столь долгосрочного прогноза очевидны. Неопределенности как в технических возможностях, так и в условиях развития энергетики делают неизбежным изучение ряда вероятных вариантов. Для ЯЭ сложности прогнозирования усугубляются необычайно высокой чувствительностью ее структуры к темпам развития, которые трудно предугадать. От темпов зависят требования, предъявляемые к бридерам, и доля вырабатываемой ими энергии. Наряду с темпом роста определяющее влияние на структуру ЯЭ и требование к бридерам оказывают ресурсы дешевого урана. Здесь ситуация не более определена, чем в вопросе о темпах. Ведь ресурсы урана, которые известны сегодня, могут оказаться малой частью тех запасов, которые будут разведаны к концу столетия.

Следующий по важности фактор — коэффициент использования установленной мощности ϕ . В традиционной энергетике стоимость энергии растет по мере уменьшения ϕ . Для ЯЭ дело усугубляется ее высокой капиталоемкостью. Основным техническим препятствием использования ЯЭ в режиме регулирования электрической и тепловой нагрузки является возможность нарушения герметичности оболочек твэлов. В любом варианте решения этой проблемы страдает экономика. Особенно неблагоприятно снижение ϕ для быстрых бридеров в связи с еще более высокими, чем в тепловых реакторах, капитальными затратами и влиянием ϕ на темп наработки плутония.

4. Значительная часть программы НИОКР должна быть нацелена на решение проблем крупномасштабной ЯЭ начала следующего века. Хотя реакторы для целей теплоснабжения, быстрые бридеры, высокотемпературные и другие новые типы реакторов будут строиться в пределах этого века, их доля и значение в ядерной энергетике до 2000 г. останутся ограниченными так же, как и роль химической регенерации облученного топлива для сокращения расходов природного урана. Тем более это относится к термоядерным реакторам, по которым до 2000 г. можно рассчитывать лишь на создание первых опытных образцов.

Создание крупномасштабной ЯЭ начала следующего века требует проведения в предстоящие годы НИОКР по двум главным направлениям:

- созданию реакторов для новых энергетических применений, в частности для производства низко- и среднепотенциального тепла, а также высокопотенциального тепла, наряду с усовершенствованием реакторов для электроэнергии и транспорта;
- разработке и усовершенствованию реакторов и технологии переработки топлива в целях решения проблемы ядерного топлива путем бридинга.

В первом направлении основные усилия должны быть сконцентрированы на следующих исследованиях:

- оптимизации структуры ядерного теплоснабжения, наиболее полно обеспечивающей промышленность и жилые комплексы горячей водой и паром;
- обеспечении строительства первой АТЭЦ в одиннадцатой пятилетке и пуске первой АСПТ в 1990 г.;
- совершенствовании ВВЭР и РБМК;
- создании маневренного энергоблока;
- обеспечении строительства прототипной высокотемпературной установки;
- реакторном материаловедении;
- проблеме безопасности ЯЭУ различного назначения.

Во втором направлении, учитывая важность проблемы обеспечения топливом долгосрочной программы ЯЭ, необходимо обеспечить следующие исследования:

- развитие промышленности ЯТЦ, включая разведку и разработку месторождений урановых и ториевых руд, создание завода по переработке облученного ядерного топлива, создание завода по изготовлению уран-плутониевых ТВЭЛОВ;

- совершенствование быстрых реакторов современных концепций за счет использования более радиационно-стойких конструкционных материалов, гетерогенных конструкций активной зоны, улучшенных видов топлива (металлических композиций, карбидов, нитридов и др.);

- новые концепции бридинга, имеющие те или иные преимущества перед натриевыми реакторами: быстрые реакторы с гелиевым теплоносителем (с более высоким КВ), быстрые реакторы с теплоносителем на основе сухого или влажного пара (с упрощением схемы охлаждения), гибридные термоядерные бридеры (с увеличением производства плутония);

- регенерация отработавшего топлива реакторов ВВЭР и РБМК и возврат невыгоревшего урана-235 и плутония в ЯТЦ;

- уменьшение расхода природного урана за счет увеличения коэффициента воспроизводства топлива в реакторах ВВЭР и РБМК, в особенности при переходе от окисного к более плотным видам топлива;

- внедрение замкнутого ториевого ЯТЦ в тепловые реакторы (в первую очередь, в ВВЭР и РБМК) с соответствующей радиохимической переработкой и рефабрикацией;

- изыскание надежного и экономичного способа переработки и захоронения долгоживущих радиоактивных отходов.

Несмотря на намечаемый заметный вклад ЯЭ в топливно-энергетический баланс конца века, период до 2000 г. следует рассматривать прежде всего как необходимый и закономерный этап решения задачи исторического масштаба — перевода энергопроизводства преимущественно на ядерное топливо. Постепенное вытеснение химического топлива ядерным займет много десятилетий. В следующем веке ЯЭ составит основу топливно-энергетического баланса и решит таким образом топливную проблему.

Экспертная оценка 1989 года

Ядерная энергетика. Проблемы и перспективы

Главный редактор: А.П. Александров.

Редакционная коллегия: В.Л. Блинкин, А.В. Иванушкин (ответственный секретарь), А.Н. Кархов, Н.Е. Кухаркин, И.К. Левина, Н.Н. Пономарев-Степной (первый заместитель главного редактора), А.Н. Проценко (заместитель главного редактора), А.А. Сазыкин, В.А. Силин, И.С. Слесарев (заместитель главного редактора), А.Я. Столяревский, Ю.Ф. Чернилин, Я.В. Шевелев, В.М. Шмелев

Печатается в сокращении (предисловие и заключение) по книге: «Ядерная энергия. Экспертные оценки развития. Курчатовский институт. 1949–2008 годы», М: ИздАт, 2008 г.

Предыдущее издание экспертной оценки вышло в 1984 г. В то время существовало представление, что развитие ядерной энергетики (ЯЭ) в нашей стране твердо стало на промышленную основу и позволит решить проблемы энергоснабжения на период до конца XX и начала XXI столетия наиболее эффективным и экономичным путем, по крайней мере в европейской части СССР. Главной проблемой широкомасштабного развития ЯЭ представлялось топливообеспечение. Поэтому в качестве основной ставилась задача модернизации реакторов на тепловых нейтронах с целью улучшения эффективности топливоиспользования и создания реакторов-размножителей на быстрых нейтронах с коэффициентом воспроизводства не менее 1,5.

Авария на Чернобыльской АЭС в апреле 1986 г. заставила серьезно пересмотреть концепцию развития ЯЭ прежде всего с точки зрения ее безопасности. Стало еще более очевидно, что для обеспечения социально и экономически приемлемого развития ЯЭ необходимы существенная модернизация современных ядерных реакторов, значительное совершенствование технологии изготовления оборудования атомных станций с целью увеличения его надежности и форсирование разработок атомных станций различного назначения, обладающих высокой безопасностью, эффективным топливоиспользованием и приемлемыми технико-экономическими показателями.

Новая концепция развития ЯЭ находится только в процессе осмысления, и неизбежным следствием создавшейся ситуации стало снижение планируемых темпов развития ЯЭ в СССР на ближайшие 10–15 лет. За этот период должна быть разработана генеральная стратегия развития ЯЭ в первые десятилетия XXI века и создана материальная и научно-техническая база, обеспечивающая возможность создания и внедрения ядерно-энергетических установок нового поколения. Поэтому, кроме задач по повышению уровня безопасности работающих, строящихся и проектируемых АЭС, возникает комплекс проблем, связанных с формулировкой новых задач, стоящих перед ЯЭ и ее промышленной инфраструктурой, выработкой основных требований к ядерным реакторам и атомным станциям следующего поколения с определением путей удовлетворения этих требований. Естественно, что решение таких задач потребует достаточно длительного времени и большого объема научно-исследовательских работ. Первые, пока еще априорные, представления о путях решения этих задач и анализ современного уровня техники и технологии атомно-энергетической промышленности и составляют содержание материалов, представленных в данном сборнике.

Заключение

Анализ перспектив развития топливно-энергетического комплекса показывает, что практической долговременной альтернативы развитию ЯЭ в нашей стране сегодня не видно. Снижение темпов ввода новых мощностей АЭС в ближайшие 10–15 лет, вызванное необходимостью обеспечить более высокий уровень их безопасности, смягчает остроту проблемы топливообеспечения ЯЭ. Тем самым проблема конкурентоспособности ЯЭ, которая рассматривалась прежде в значительной мере с позиций топливообеспечения, сегодня в первую очередь связана со снижением или по крайней мере стабилизацией роста капиталовложений в строительство ядерно-энергетических объектов при повышении уровня их безопасности. И возникает объективная необходимость совершенствования существующих и намечаемых к вводу ЯЭУ, а также разработки нового поколения ядерных реакторов и атомных станций, удовлетворяющих комплексу экономических, экологических и социальных требований со стороны энергопотребителей, народного хозяйства и общества в целом.

В стадии разработки находятся различные типы ядерных реакторов для атомных станций электротехнического и теплоэнергетического назначения. Основная цель этих разработок – создание ЯЭУ с высоким уровнем безопасности, обладающих свойствами самозащитенности и по возможности «внутренне присущими» свойствами безопасности наряду с достаточно высокой эффективностью топливоиспользования и приемлемыми технико-экономическими показателями.

В рамках этого подхода рассматриваются как пути усовершенствования современных ядерных реакторов, так и возможности альтернативных концепций реакторных установок. К последним относятся реакторы на тепловых нейтронах со сверхкритическим водяным теплоносителем (ВВЭР-СКД-И), с водопаровым теплоносителем (ПВЭР, КБЭР), новые концепции канальных водографитовых реакторов (УКР, МКЭР, НКР), реакторы с газовым теплоносителем и графитовым (ВТГР) и тяжеловодным (ТР) замедлителем, с жидкосолевым теплоносителем (ВТРС) и жидкосолевым циркулирующим топливом (ЖСР), а также реакторы на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем (БГР) и естественной циркуляцией жидкометаллических теплоносителей (БН-ЕЦ, РБ-ЕЦ). Современный уровень проработок этих концепций еще не дает возможности окончательно определиться в выборе базовых типов ядерных реакторов следующего поколения. Решение этой задачи стоит на повестке дня.

Однако необходимость наращивания электроэнергетических мощностей не позволяет даже временно приостановить ввод в строй новых атомных станций. И на АЭС, ввод которых намечен на ближайшие годы, должны устанавливаться ядерные реакторы, удовлетворяющие соответствующим требованиям безопасности. Поэтому как первоочередную задачу следует рассматривать модификацию современных реакторов типа ВВЭР-1000, с тем чтобы довести их безопасность до уровня, отвечающего требованиям к ЯЭ в период 1990–2020 гг. Этим требованиям должны отвечать АЭС с реакторами ВВЭР-88, внедрение которых предполагается в начале 1990-х годов. К 1992–1995 гг. должна быть закончена разработка проекта АЭС с реактором следующего поколения типа ВВЭР (ВВЭР-92). По своим технико-экономическим показателям и уровню безопасности он не должен уступать лучшим мировым образцам, которые будут вводиться в конце 1990-х годов. Промышленное внедрение АЭС с реактором ВВЭР-92 начнется, по видимому, к 2000 г. и будет продолжаться вплоть до 2010–2015 гг. К

этому времени необходимо выработать стратегию развития ЯЭ на последующие годы и определиться в выборе базовых реакторов следующего поколения.

Развитие ЯЭ обусловлено решением целого ряда технических и экономических проблем, к которым в первую очередь относятся безопасность, топливо- и материалообеспечение и конкурентоспособность.

Проблема безопасности рассматривается как комплексная проблема обеспечения экономически и социально оправданного уровня допустимого вредного воздействия предприятий ЯТЦ на окружающую среду и население как при нормальной работе предприятий ЯТЦ, так и в случае аварий. Принятый сегодня детерминистский подход к оценке безопасности АЭС и других предприятий ЯТЦ в принципе не способен решить проблему безопасного и конкурентоспособного развития ЯЭ. Более перспективен путь развития количественно-вероятностных методов оценки риска и развития подходов по обеспечению безопасности на основе анализа «затраты-выгода». Только в рамках такого подхода может быть установлена экономически целесообразная сфера применения ядерной энергетики и обоснованы требования к уровню ее безопасности.

При нормальной эксплуатации вредное воздействие на окружающую среду атомных станций значительно меньше, чем электростанций и котельных на органическом топливе и, как правило, значительно ниже допустимых пределов. Предварительные оценки показывают, что для обеспечения социально и экономически приемлемого ущерба вследствие аварий на атомных станциях, которые будут строиться в следующем столетии, вероятность таких аварий не должна превышать:

- для аварий с разрушением активной зоны реактора без выхода радиоактивных веществ за пределы станции выше допустимых пределов — не более 10^{-4} – 10^{-5} (реактор·год) $^{-1}$;
- для аварий с выходом радиоактивных веществ за пределы станции выше допустимых пределов — не более 10^{-7} (реактор·год) $^{-1}$.

Такие значения допустимых вероятностей аварий приняты сегодня в странах, развивающих ЯЭ, на основе экспертных и во многом априорных оценок. Они еще нуждаются в тщательном обосновании с учетом уровня техники и технологии отечественного атомного машиностроения и строительной индустрии.

Для 1990–2015 гг. социально приемлемый уровень безопасности может быть обеспечен, если вводимые в этот период в строй ядерные энергоблоки будут иметь вероятность аварий с выходом РВ за пределы станции не более 10^{-5} (реактор-год)⁻¹. Риск, связанный с таким значением вероятности, следует считать максимально допустимым в этот период. Для АЭС нового поколения, которые будут вводиться в строй после 2015 г., требования к уровню безопасности будут ужесточаться, и допустимая вероятность аварий на них должна быть существенно ниже.

Проблема размещения атомных станций тесно связана с уровнем их безопасности. Принятые сегодня нормативы допустимых расстояний от населенных пунктов современных АЭС практически исключают возможность их использования для бытового теплоснабжения и заметно ограничивают возможности выбора приемлемых площадок для размещения АЭС.

По-видимому, кардинально проблема размещения АЭС в достаточной близости от потребителей может быть решена только путем существенного увеличения уровня их безопасности, чтобы даже при крупных гипотетических авариях уровень выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду не превышал нормативных пределов.

Перспективы развития ЯЭ в конечном счете связаны с обеспечением ее конкурентоспособности при необходимом уровне безопасности. Для того чтобы ядерная энергия не дорожала так же быстро, как энергия, вырабатываемая на органическом топливе, нужно противопоставить истощению дешевых ресурсов ядерного топлива (U, Th) углубление их использования, т.е. повышение КВ и замыкание топливного цикла. Чем выше будут КВ у реакторов на тепловых и быстрых нейтронах, тем меньше будет доля относительно дорогих реакторов-размножителей и ниже плата за экономию топлива.

В последние годы ряд директивных решений привел к росту стоимостных показателей капиталовложений в строительство и изготовление оборудования АС, причем существенно более высокому, чем в других отраслях народного хозяйства, в том числе и в энергетике на органическом топливе. Волонтаристский подход к ценообразованию поставил ЯЭ на грань конкурентоспособности с ТЭС на органическом топливе. Существующие преysкурантные цены на изготовление оборудования и строительных конструкций для АЭС практически очень мало коррелируют с трудозатратами в этой отрасли, и по рассчитан-

ным на их основе технико-экономическим показателям предприятий ЯЭ вряд ли можно судить об их истинной конкурентоспособности. Поэтому одной из главнейших задач, которая стоит перед экономикой ЯЭ, как и экономикой народного хозяйства в целом, является приведение цен в соответствие с общественно необходимыми затратами труда, т.е. с истинной стоимостью производства соответствующей продукции. Без решения этой задачи сколько-нибудь корректное экономическое обоснование развития ЯЭ вряд ли возможно, поскольку применяемый в настоящее время, за неимением лучшего, метод использования цен мирового рынка не учитывает особенности нашей страны, в частности, географию расположения мест добычи органического топлива и потребителей энергии.

Не менее важную роль в развитии ЯЭ играет проблема топливообеспечения. И хотя сегодня темп развития ЯЭ в нашей стране заметно снизился, ее дальнейшее развитие после 2000 г. возможно только при условии обеспечения высокого уровня эффективности топливоиспользования. Системный анализ возможных вариантов структуры развития ЯЭ показал, что обеспечение топливом на длительный период при минимальных приведенных затратах требует поэтапного решения следующих задач:

- оптимизации топливоиспользования современных водоохлаждаемых реакторов с открытым топливным циклом с целью сокращения потребления ими природного урана на 20–25% к 2005–2010 гг.;
- проведения НИОКР в период 1990–1995 гг. по использованию замкнутого топливного цикла на основе $(\text{UPu})\text{O}_2$ и замкнутого Th-U и Th-Pu топливных циклов в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах, так чтобы к 2000–2005 гг. был определен наиболее экономичный и безопасный замкнутый топливный цикл, на основе которого смогут развиваться реакторы следующего поколения;
- доведения выбранного на основе этих исследований оптимально замкнутого топливного цикла к 2005–2010 гг. до промышленного освоения при времени задержки отработавшего топлива в цикле не более одного года;
- широкомасштабного промышленного внедрения к 2010–2015 гг. нового поколения реакторов на тепловых нейтронах с эффективностью топливоиспользования, не менее чем в 2 раза лучшей по сравнению с современными реакторами;

- промышленного освоения с 2015 г. головных образцов нового поколения реакторов-размножителей.

Выполнение этой программы позволит решить проблему топливной базы ЯЭ на основе разведанных и уже частично освоенных месторождений урана при условии соответствующего развития промышленности обогащения урана и переработки отработавшего топлива.

Анализ современного состояния и перспектив развития промышленности обогащения урана показывает, что на ближайшие 10–15 лет существующие мощности способны обеспечить нужды развивающейся ЯЭ, хотя, конечно, и эта отрасль требует совершенствования технологических процессов.

Для своевременного обеспечения потребностей ЯЭ в обогащенном уране следует проводить политику опережающего развития соответствующих разделительных мощностей. Поэтому уже после 1995 г. в мировой ЯЭ возникнут потребности в наращивании этих мощностей, особенно при более глубоком извлечении урана-235.

Переход на замкнутый топливный цикл требует развития технологии регенерации и рециркуляции отработавшего ядерного топлива. Сегодня некоторые стадии замкнутого топливного цикла легководных энергетических реакторов уже прошли опытно-промышленную апробацию, начат переход к проектированию и строительству полномасштабных радиохимических заводов на основе водно-экстракционной технологии. Однако экономика замкнутого топливного цикла ЛВР еще не стабилизировалась. Оценки удельных затрат на переработку топлива колеблются от сотен до тысяч долларов. Доля затрат на переработку топлива по сегодняшним оценкам составляет 3–12% от общих затрат на производство электроэнергии на АЭС. Еще не освоены на промышленном уровне процессы изготовления $(\text{UPu})\text{O}_2$ -топлива и процессы отверждения и захоронения радиоактивных отходов. Не исследованы в достаточной мере возможные экологические последствия гипотетических аварий на предприятиях ЯТЦ.

Экстракционная технология может столкнуться со значительными трудностями при ее применении в переработке плутониевого топлива реакторов на быстрых нейтронах. Решение задачи регенерации топлива этих реакторов с коротким временем выдержки требует разработки технологии с иной химической концепцией, чем водно-экстракционная. Можно ожидать развития технологии неводных химико-метал-

лургических процессов регенерации ядерного топлива с применением газообразного фтора, расплавленных солей или жидких металлов.

На экспериментальной стадии исследования находится фторидная технология регенерации уран-плутониевого топлива. Заманчива перспектива использования пирохимических процессов с переработкой топлива на площадке АЭС. Технология регенерации топлива с использованием электрохимических процессов в расплаве солей способна обеспечить короткозамкнутый цикл с неполной очисткой уран-плутониевого топлива. Идеальная организация топливного цикла может воплотиться в жидкосолевых ядерных реакторах с циркулирующим топливом, для которых регенерация топлива может осуществляться непосредственно в циркулирующем топливе с практически нулевым временем задержки. Однако все эти технологии требуют еще экспериментальной отработки, и здесь возможны непредвиденные трудности.

Безопасность и надежность реакторных установок во многом зависят от качества используемых конструкционных и топливных материалов, подвергаемых радиационному облучению в ядерных реакторах. Уровень радиационного материаловедения в СССР заметно отстает от мирового уровня. Это отставание в значительной мере связано с недостаточно развитой экспериментальной и расчетно-методической базой, не позволяющей выполнять на современном уровне прикладные и фундаментальные исследования.

Для обеспечения жизнедеятельности существующих и создания новых реакторных установок необходимы экспериментальные исследования для уточнения прогноза радиационной деградации свойств материалов, изучения возможности продления ресурса основных компонентов конструкции активных зон реакторов, улучшения свойств топливных материалов, а также развития фундаментальных аспектов радиационного материаловедения с целью разработки принципов создания радиационно-стойких материалов.

Для водо-водяных реакторов основная материаловедческая проблема связана с повышением радиационной стойкости сталей для корпусов и предотвращением их хрупкого разрушения. Для канальных реакторов типа РБМК наиболее важной проблемой в ближайшие 10–15 лет является сохранение работоспособности графитовой кладки и технологических каналов. Для выработки соответствующих мероприятий необходимы широкие исследования по уточнению прогноза поведения графита в условиях длительного облучения.

Проблемы топлива водоохлаждаемых реакторов в ближайшие годы сводятся в основном к усовершенствованию конструкции и технологии твэлов в ТВС для обеспечения повышения глубины выгорания. Необходимо также сосредоточить усилия на увеличении работоспособности топливных элементов в нормальных и аварийных условиях.

Для реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем основной металловедческой проблемой является создание малораспухающих жаропрочных материалов оболочек и чехлов твэлов. Важной проблемой материаловедения остается также разработка топлива повышенной плотности (карбиды, нитриды, металлическое топливо).

Создание высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов связано с разработкой и промышленным внедрением микро топлива в графитовой матрице и графитовых материалов для отражателя. Эти материалы освоены сегодня только на лабораторном уровне. Развитие реакторов с жидкосолевыми теплоносителями и жидкосолевым циркулирующим топливом в первую очередь связано с разработкой конструкционных материалов на основе никеля, совместимых с расплавленными фторидами при высокой температуре, и созданием графитовых материалов с высокой плотностью и высокой радиационной стойкостью для замедлителя и отражателя.

Повышение требований к безопасности АС и необходимость обеспечения их конкурентоспособности, в частности, за счет уменьшения численности эксплуатационного персонала ставят на повестку дня совершенствование систем автоматизации, управления и контроля АЭС.

Оптимальный уровень автоматизации АС и функциональная и аппаратно-техническая полнота АСУ ТП определяются в значительной мере качеством и надежностью средств автоматизации. Отечественные АЭС по уровню и качеству систем автоматизации существенно уступают современным зарубежным станциям.

В качестве перспективного направления совершенствования АСУ ТП следует рассматривать применение отказоустойчивых высокопроизводительных вычислительных систем, обеспечивающих повышенное качество диагностики и прогнозирования состояния узлов и элементов оборудования, более надежную аварийную защиту, а также оптимальный уровень взаимодействия «человек-машина». Комплекс технических средств при этом будет существенно проще и компактнее за счет перехода на новое поколение интегральных схем и компонен-

тов и отказа от аппаратного исполнения систем функционально-группового управления.

Автоматизация АС — это только один из аспектов их эксплуатации. Среди основных проблем, решение которых сегодня наиболее актуально, следует назвать разработку мер, предотвращающих или компенсирующих ошибочные действия персонала в аварийных режимах. Здесь ставится задача создания и внедрения математических моделей системы поддержки и «подсказки» оператору.

Повышение надежности оборудования и компонентов АС, от которой в значительной степени зависит предотвращение развития наиболее неприятных аварийных ситуаций, связано со своевременным обнаружением дефектов в материалах конструкции. Сегодня наиболее освоены акустически-эмиссионные (АЭК) методы контроля за состоянием металлов конструкции. Планируется комплекс работ по развитию математического обеспечения системы АЭК. Однако наряду с АЭК необходимо развивать и другие методы, такие, например, как шумовая высокочастотная диагностика.

Особая проблема, также имеющая отношение к эксплуатации АЭС, связана со снятием исчерпавших свой ресурс станций с эксплуатации. В нашей стране уже к 2010 г. должны развернуться работы по снятию с эксплуатации около 25 энергоблоков АЭС. Поэтому выработка концепции снятия с эксплуатации ядерных энергоблоков стоит на повестке дня.

Наряду с развитием ЯЭ на основе реакторов деления продолжают исследования возможности использования реакций синтеза легких ядер и реакций глубокого расщепления тяжелых ядер для выделения энергии и получения искусственного ядерного топлива. В течение последних десятилетий наблюдается значительный прогресс в реализации концепции управляемого термоядерного синтеза (УТС), в первую очередь на основе замкнутых магнитных ловушек — токамаков. На крупных физических установках этого типа достигнуты температуры и давления плазмы, необходимые для термоядерного горения. Можно с достаточной уверенностью ожидать сооружения первых опытных D-T-токамаков уже к началу следующего века. Но для достижения конкурентоспособности таких реакторов необходимо еще решение ряда физических и технических задач, развитие и освоение в массовом производстве новых технологий и оборудования, создание новых радиационно- и термостойких малоактивируемых материалов.

Наиболее близок к технической реализации сегодня гибридный реактор-токамак D-T-синтеза, способный производить энергию и топливо для реакторов деления. Такой реактор может вписаться в структуру ЯЭ первой половины следующего столетия наряду с реакторами деления на тепловых и быстрых нейтронах. Подобные же задачи могут быть решены и электроядерными бридерами, обладающими близкой к гибридным реакторам удельной производительностью ядерного топлива.

Потенциально высокая ядерная безопасность, меньшая, чем в реакторах деления, радиоактивность топлива, возможность использования в качестве топлива урановых отвалов обогатительных заводов и ряд других особенностей позволяют рассматривать гибридные реакторы и электроядерные бридеры как возможное перспективное направление развития ЯЭ на первом этапе освоения УТС и использования реакций глубокого расщепления тяжелых ядер. В более отдаленном будущем по сегодняшним представлениям перспектива принадлежит чистым термоядерным реакторам с D-D-топливным циклом.

Перестройка экономики, происходящая сегодня в нашей стране, естественно, не может не затронуть и ЯЭ, развитие которой должно осуществляться в новых экономических условиях. Это вселяет надежду, что наиболее острые проблемы, такие, как повышение качества и надежности оборудования и строительных конструкций ядерно-энергетических объектов, будут решены естественным образом в рамках совершенствования технологии и увеличения эффективности народного хозяйства. Перед ЯЭ стоит очень трудная задача: не только продемонстрировать экономическую эффективность и конкурентоспособность по отношению к энергетике на органическом топливе, но и преодолеть шок общественного сознания, вызванный чернобыльской трагедией. Решение этой задачи чрезвычайно усложнено тем обстоятельством, что состояние отечественной ядерно-энергетической промышленности не соответствует современному мировому уровню, а требования к предприятиям ЯТЦ следующего поколения смогут быть выполнены только в том случае, если этот уровень будет не только достигнут, но и значительно превзойден. Поэтому основной задачей, стоящей перед отраслью, является создание мощной современной экспериментальной базы и средств математического моделирования, способных обеспечить разработку и развитие новых технологий для всех звеньев ЯТЦ, начиная с добычи и приготовления топлива, созда-

ния надежного оборудования и средств автоматизации контроля, управления и эксплуатации предприятий ЯТЦ и кончая процессами удаления радиоактивных отходов, их захоронением и демонтажем АС, исчерпавших свой ресурс.

У нас в стране сегодня не видно альтернативы развитию ЯЭ. Отказ или сдерживание ее развития может привести к заметному удорожанию производимой энергии (электрической и тепловой) в европейской части СССР и к значительному ухудшению экологической обстановки в этом регионе. А это неизбежно скажется на уровне и качестве жизни населения страны. Поэтому задачи, стоящие перед ЯЭ, такие, как повышение уровня безопасности, улучшение эффективности топливоиспользования и, в конечном счете, повышение экономической эффективности, следует рассматривать как главнейшие, от решения которых зависит эффективность энергообеспечения народного хозяйства страны, а следовательно, и благосостояние нашего народа.

О СТРАТЕГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ ДО 2050 ГОДА¹

В.А. Сидоренко

Печатается по статье в журнале «Росэнергоатом», № 6, июнь 2012 г.

Стратегия развития энергетики страны подлежит периодической актуализации, корректируясь в ходе реального развития мировой и национальной экономики. Это относится и к ее неотъемлемой части — ядерной энергетике.

В условиях образования Российской Федерации стало настоятельно необходимо сформулировать концепцию развития ядерной энергетики России, которая определила бы ее место и роль, как части топливно-энергетического комплекса, формировала бы направление и пути ее развития, опирающиеся на устойчивые долговременные цели, и устанавливала приоритеты ближней и среднесрочной перспективы в достижении этих целей. Основой формулируемых концепций и стратегий являлась и является возможность и необходимость использования всего потенциала ядерных материалов за счет создания замкнутого топливного цикла с расширенным воспроизводством делящихся изотопов.

Такой документ был разработан и одобрен коллегией Минатома России в июле 1992 года. Практические задачи концепции были нацелены на периоды до 2000 и 2010 годов, но исходили из целей и объективно оцениваемого места ядерного топлива в топливно-энергетическом комплексе России на более отдаленный период — 30–50 лет и далее — с учетом научно-технических достижений и развития новых направлений ядерной энергетики, подготовленных всем предыдущим периодом.

¹Статья представляет собой краткое авторизованное изложение второй редакции одноименного доклада, одобренного Ученым советом НИЦ «Курчатовский институт» 28.09.2011 г., подготовленного экспертной группой в составе: П.Н. Алексеев, В.Г. Асмолов, А.Ю. Гагаринский, Н.Е. Кухаркин, Ю.М. Семченков, В.А. Сидоренко (председатель), С.А. Субботин, В.Ф. Цибульский, Я.И. Штромбах.

В 2000 году была разработана «стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века, основные положения», одобренная протоколом Правительства (протокол № 17 от 25.05.2000 года). В этом документе был уточнен уровень мощности ядерной энергетики в 2010 году – 30–32 ГВт (э) и обозначен оптимальный вариант роста до 2010 года – 52,0 ГВт.

Новым элементом по отношению к документу 1992 года стало предложение по форсированному созданию новой реакторной установки на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем, решающей, по мнению ее авторов, все узловые проблемы ядерной энергетики: безопасность, экономичность, обеспечение нераспространения ядерного оружия. Существенным содержанием этой стратегии является внедрение и приоритетное место в дальнейшем развитии реакторов на быстрых нейтронах с ограниченным воспроизводством, обеспечивающим лишь их собственную работу на доступных ядерных материалах и опирающимся на пристанционный топливный цикл.

В 2007 году по приказу Росатома была начата разработка «Стратегии развития атомной энергетики до 2050 года». В рамках этой задачи Ученым советом НИЦ «Курчатовский институт» в сентябре 2011 года были сформулированы основные положения стратегии развития ядерной энергетики России до середины века. В этих положениях учитываются основные позиции одобренной Правительством РФ «Энергетической стратегии России до 2030 года» и федеральных целевых программ развития атомного энергопромышленного комплекса.

Ниже приведены основные концептуальные положения предлагаемой стратегии.

Ядерная энергетика является неотъемлемой составляющей энергетики России в настоящее время и в обозримой перспективе. Масштабы ядерной энергетики до середины века, определяемые ростом энергетических потребностей, обеспечены доступными ресурсами делящихся материалов. Технологический потенциал обеспечивает возможные масштабы ее развития на длительную перспективу.

Формирование крупномасштабной ядерной энергетики связано с организацией замкнутого топливного цикла, в котором ресурсная проблема решается вовлечением в цикл изотопов U-238 и Th-232. Централизованная переработка ОЯТ обеспечивает эффективный контроль за использованием расщепляющихся материалов в гражданских целях и надежное захоронение радиоактивных отходов.

Многокомпонентная структура парка ядерных реакторов с эволюционным развитием каждого из направлений обеспечивает наиболее гармоничное сочетание ядерной энергетической структуры и внешней энергетической системы, минимизирует риски, обусловленные существенной неопределенностью перспектив как ресурсного обеспечения, так и использования новых материалов и технологий, в наибольшей степени удовлетворяет экономическим предпочтениям рыночного многообразия.

Применительно к дальнейшему развитию ядерной энергетики и созданию новых поколений ядерных установок необходимо реализовать задачу максимального уменьшения их исходной опасности путем обеспечения внутренней самозащищенности с последовательным осуществлением стратегии глубокоэшелонированной защиты.

Для обеспечения гарантий безопасности ядерной энергетики следует выработать и внедрить в практику России международные критерии защиты от внешних воздействий и стихийных бедствий, а также систему мер управления тяжелыми авариями для устранения их последствий.

Длительные сроки функционирования объектов ядерно-энергетического комплекса и принципиальная неопределенность ценовых показателей исключают возможность использования формальных экономических критериев как определяющего фактора привлекательности структурного наполнения атомного кластера, но позволяют ориентироваться на оценку «сверху» приемлемых затрат через средние мировые затраты на первичную энергию. Согласно такой методике приемлемая для экономики России стоимость установленной мощности АЭС в настоящее время составляет около 2000 дол./кВт, а к 2030 году увеличится до 4000 дол./кВт.

Исходные предпосылки этого положения иллюстрируются рис. 1, где обозначен критический уровень 10% в доле затрат на первичные энергоисточники от валового продукта в мировой экономике. Превышение этого уровня в 1980 году и в 2008 году сопровождалось общемировыми экономическими кризисами.

Коммерческий заказ для ядерно-энергетического сектора экономики в перспективе ближайших десятилетий будет сосредоточен на усовершенствовании реакторов на тепловых нейтронах, в первую очередь технологии корпусных легководных реакторов с обеспечением мощностного ряда для потребностей регионального развития в стране и в



Рис. 1. Доля затрат на первичные энергоисточники от валового продукта в мировой экономике

мире. Объективную перспективу имеют энерготехнологические возможности высокотемпературных реакторов, в том числе в области безопасности. Требования мирового рынка к быстрому реактору, предназначенному для массового строительства, еще не сформированы.

Структурные варианты развития ядерной энергетики, рассчитанные на установленную (с учетом экспортных поставок) мощность АЭС в 100 ГВт к 2030 году и 300 ГВт к 2050 году, с учетом ограничений по интегральному потреблению природного урана, его годовому потреблению и объему разделительных работ, демонстрируют необходимость серийного строительства быстрых реакторов с расширенным воспроизводством топлива ориентировочно с 2030 года.

В ряду существующих и перспективных реакторных технологий до середины 21 века следует назвать:

- ВВЭР – эволюционное и инновационное развитие;
- БН – быстрые реакторы с натриевым теплоносителем;
- Реакторы средней мощности для региональной энергетики и коммунального энергоснабжения на базе технологии ВВЭР и судового реакторостроения;
- Реакторы малой мощности для локального и местного энергоснабжения;

- Газоохлаждаемые реакторы для высокотемпературных промышленных технологий.

Среди альтернативных вариантов развития ядерной энергетики рассматриваются и изучаются форма и сроки их внедрения:

- Быстрые реакторы с тяжелыми теплоносителями;
- Жидкотопливные реакторы на расплавах солей;
- Бесхимические бридеры;
- Электроядерные установки;
- Термоядерные источники нейтронов.

При формировании структуры ядерных энергоисточников в предлагаемой стратегии использовались такие исходные положения.

Максимальный вариант установленной мощности (в электрическом эквиваленте), с учетом экспорта, который соответствует умеренному сценарию МАГАТЭ:

2030 год – 100 ГВт(э)

2050 год – 300 ГВт(э)

Место ядерных энергоисточников в топливно-энергетическом комплексе страны определяется прежде всего экономичностью (конкурентоспособностью с другими видами топлива) и топливообеспеченностью.

Базовыми критериями выбора ядерных установок для развивающегося парка атомных станций являются:

- Практическая осуществимость;
- Экономическая и потребительская приемлемость;
- Обеспечение ядерной безопасности гражданского применения.
- Минимизация угрозы распространения ядерного оружия.

При формировании возможных структурных вариантов роста установленной мощности рассматривались разновидности реакторных установок из ряда существующих и перспективных технологий, различающихся характеристиками топливоиспользования.

Для ВВЭР базовыми являются характеристики проекта АЭС-2006 (с развитием для целей рыночной привлекательности в вариант ВВЭР-ТОИ-1200). Для эффективной работы в замкнутом топливном цикле необходимо создать (с внедрением после 2020 года) ВВЭР с кардинально улучшенным использованием топлива – ВВЭР-С (с коэффициентом воспроизводства до 0,8).

В ряду реакторов на быстрых нейтронах рассматриваются размножители БР-Р с высоким воспроизводством ($K_B \sim 1,4$), с умеренным

воспроизводством ~1,2 (возможно БН-1200) и конверторы без расширенного воспроизводства БР-К (КВ ~ 1,05). При сооружении БР без расширенного воспроизводства возможна стартовая загрузка из обогащенного урана.

При этом в расчеты закладывались приведенные в таблице основные характеристики реакторов по топливоиспользованию.

Реактор	Удельный расход природного урана, т/ГВт	Удельная наработка плутония, кг/(ГВт·год)	Удельная стартовая загрузка плутония (по делящимся изотопам), т/ГВт	Удельная избыточная наработка плутония, кг/(ГВт×год)
ВВЭР	170	245		
ВВЭР-С	135	219		
ВТГР	140			
ВВЭР-МОХ 1/2	85	711	2,7	
БН-1200			4,17	145
БР-К			5,0	56
БР-К (U)	1610 (стартовая загрузка)			50
БР-Р			2,83	345

Рассмотренные варианты сбалансированы по топливу: загрузки быстрых реакторов формируются из плутония, выделенного из облученного ядерного топлива после переработки.

Все варианты развития могут быть сравнены со сценарием без переработки облученного ядерного топлива (открытый цикл) или со сценарием замыкания цикла только по урану-235.

В качестве основных ограничивающих критериев для вариантов рассматривались баланс природного урана (интегральные потребности и годовое потребление) и объемы разделительных работ.

На рисунках 2 и 3 приведены примеры структуры открытого и замкнутого топливного цикла и характеристики потребностей в природном уране и работе деления.



Рис. 2. Открытый топливный цикл без переработки ОЯТ. Новое строительство – реакторы ВВЭР

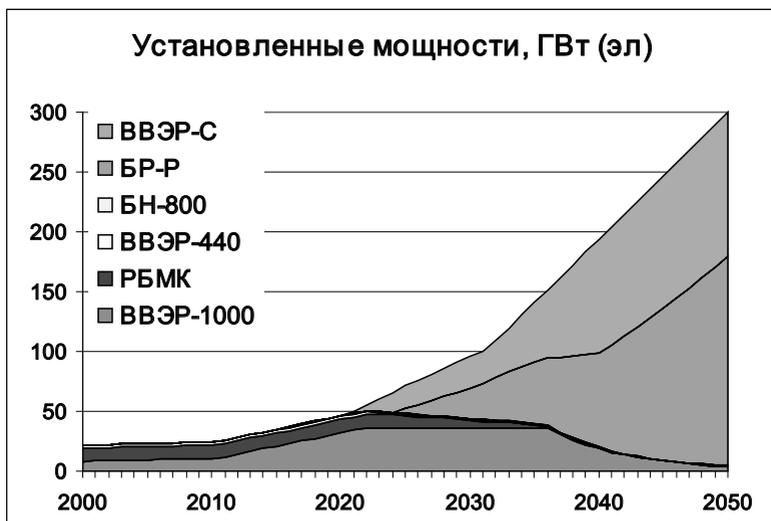


Рис. 3. Замкнутый топливный цикл. Новое строительство – реакторы ВВЭР, быстрые реакторы БР-Р, с 2020 г. модернизированный ВВЭР-С с повышенным воспроизводством (до 0,8)

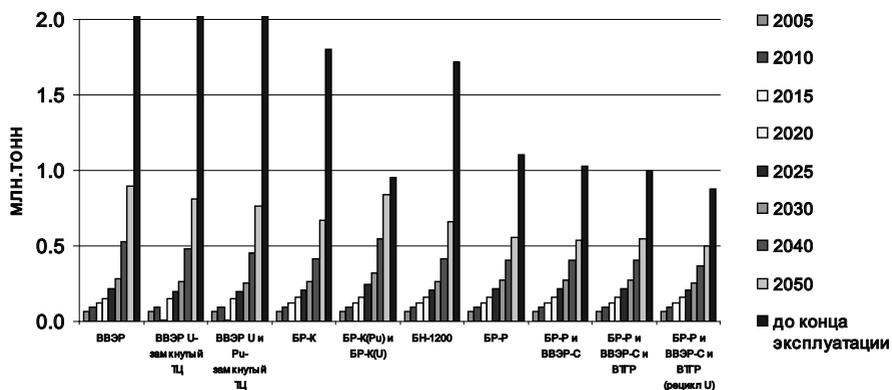


Рис. 4. Интегральные потребности в природном уране

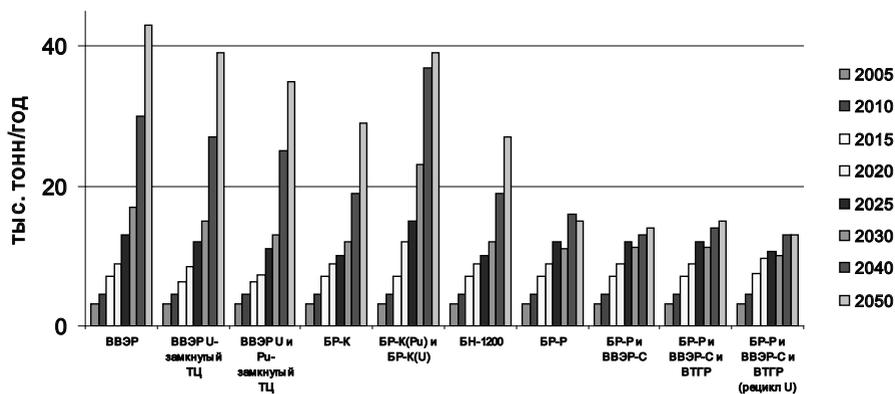


Рис. 5. Годовое потребление природного урана

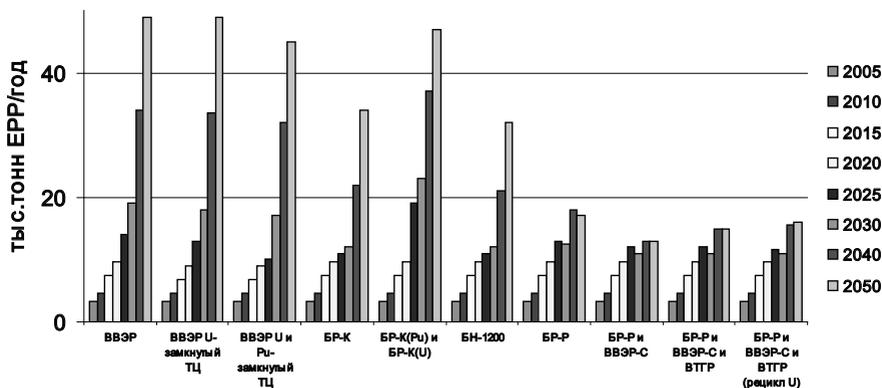


Рис. 6. Годовой объем работ разделения

Показано, что даже в варианте с открытым топливным циклом заявленных ресурсов природного урана достаточно для реализации программы до 2050 года. Однако необходимый ресурс природного урана для обеспечения полного времени жизни реакторов, введенных до 2050 года, существенно больше ресурсной базы России, оцененной в настоящее время величиной около 1 млн. тонн природного урана

Замыкание топливного цикла при использовании только тепловых реакторов и быстрых реакторов с умеренными параметрами топливоиспользования (типа БР-К – конверторы и БН-1200) не приносит качественного улучшения ситуации.

Значимые преимущества по интегральному расходу урана возникают при переходе к быстрым реакторам с улучшенными параметрами воспроизводства топлива.

Важными характеристиками являются годовое потребление природного урана и годовые объемы разделительных работ.

Необходимость замыкания топливного цикла, изготовления ядерного топлива с использованием регенерированных материалов, переработки ОЯТ с последующим захоронением РАО в настоящее время осознана и практически не вызывает дискуссий. Как минимум до 2100 года как в России, так и в мире в структуре ядерной энергетики будут присутствовать тепловые реакторы, и вполне вероятно, что их доля будет больше в сравнении с быстрыми реакторами.

Обращение с ОЯТ все равно необходимо, и замыкание топливного цикла будет развиваться.

Намерения развития ядерной энергетики высокими темпами неизбежно столкнутся с потребностью обеспечения надежной ресурсной базы, что потребует расширенного воспроизводства топлива в быстрых реакторах с использованием излишков наработанного топлива в тепловых реакторах не только в сфере электропроизводства, но в других технологических цепочках энергопотребления.

На рис. 7 приведена предлагаемая изложенным вариантом стратегии схема внедрения ядерных технологий до середины века в виде «дорожной карты».

В отличие от концептуальных положений изложенной версии стратегии развития ядерной энергии в первой половине 21 века предлагается и обсуждается альтернативная концепция, которая обозначается как естественное развитие основных положений документа 2000 года, и имеет ряд принципиальных особенностей:

- Отрицание перспективы развития энергетики на корпусных легководных реакторах и необходимость его целенаправленного сворачивания (ускоренный вывод ЛВР и ускоренный ввод БР с КВ ~ 1);

- Отрицание необходимости высокого воспроизводства в БР и достаточность масштабов ЯЭ до 2100 года, обеспечиваемых такими реакторами с КВ ~ 1 при располагаемых ресурсах урана.

- Использование в качестве базового условия формирования этой концепции – сооружение АЭС только с реактором «естественной безопасности».

- Отрицание многокомпонентной структуры ЯЭ (по назначению и типам реакторов).

Неприемлемость этого подхода в формировании стратегии ядерной энергетики России определяется, как минимум, двумя существенными факторами:

1. Неприемлемость использования в качестве базового условия выбора концепции: применение единственного решения – условно безопасного реактора (характеризуемого как «естественно безопасный») без практического подтверждения декларируемых характеристик.

2. Искусственное ограничение масштабов и областей применения ЯЭ не только в первой половине 21 века, но и за его пределами, и игнорирование уникальных возможностей воспроизводства ядерного топлива в БР при нереализуемости названных базовых целей (безопас-

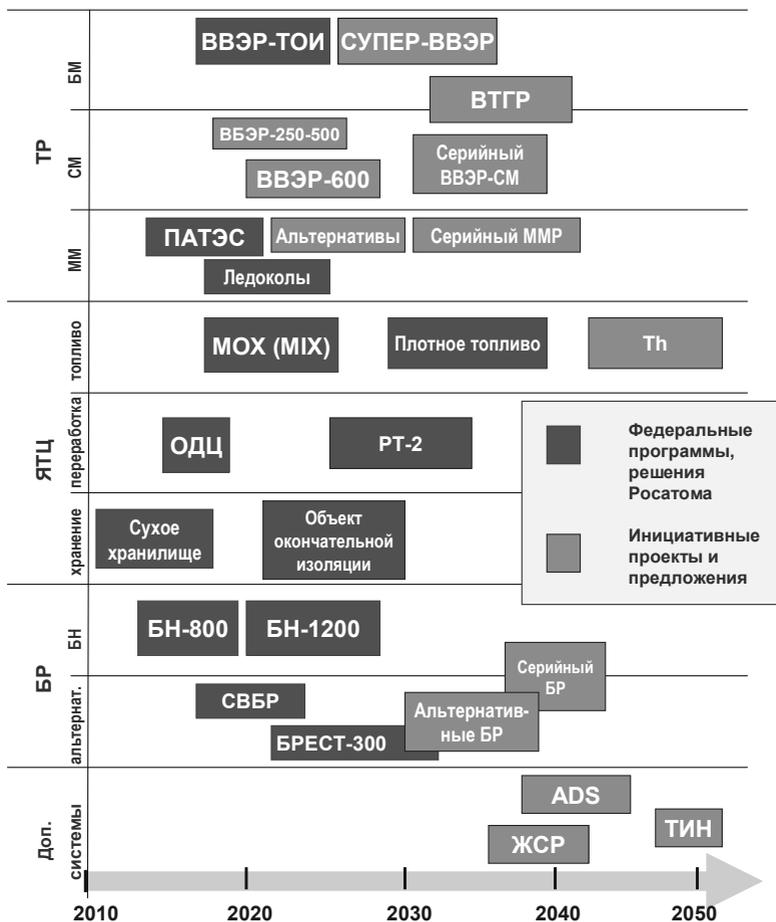


Рис. 7. Дорожная карта

- ПАТЭС – плавучая атомная теплоэлектростанция;
- ММР – реактор малой мощности;
- МОХ (MIX) – смешанное уран-плутониевое топливо;
- Th – включение тория в ядерный топливный цикл;
- ОДЦ – опытно-демонстрационный центр;
- СВБР – свинцово-висмутовый быстрый реактор;
- АДС – ускорительно управляемые системы (accelerator-driven systems)
- ЖСР – жидкосолевой реактор;
- ТИН – термоядерный источник нейтронов.

ность, экономичность, обеспечение нераспространения) в реальной практике будущих десятилетий.

Взвешенное сопоставление различных подходов и выбор практических путей и технических решений должны быть предметом формирования государственной стратегии развития ядерной энергетики, обеспечивающей реализацию принципиальных достоинств использования ядерной технологии в энергообеспечении, а также реальную гибкость и широкие возможности маневра в структуре ядерного топливного цикла и в преодолении экономических рисков при обязательном обеспечении ядерной безопасности и экологической приемлемости — в согласии с международными тенденциями и практическими подходами.

Более детально кратко изложенные здесь положения обсуждаются в ряде публикаций, приведенных ниже:

«О стратегии ядерной энергетики России до 2050 г.». Издание НИЦ «Курчатовский институт», 2012 г.

«Комментарий к основным положениям стратегии ядерной энергетики России до 2050 г.». Издание НИЦ «Курчатовский институт», 2012 г.

«О стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 г.». Журнал «Атомная энергия», том 111, вып. 1, октябрь 2011 г.