

Долгий путь к гибриду

Э.А.Азизов, Е.П.Велихов

И зучая документы, связанные с историей электромагнитного разделения изотопов, поражает объему, многогранности и сложности проблем, которые приходилось решать Игорю Васильевичу Курчатову в Атомном проекте. Одной из самых трудных проблем, стоявших перед ним, было получение делящегося вещества — ядерной взрывчатки [1]. Такого изотопа — ^{235}U — в естественном уране содержится около 0.7%. Другое вещество, о котором стало известно позже, — плутоний — практически отсутствовал в природе и нарабатывался в ядерных реакторах (выделялся радиохимически).

Стояла цель выделить ^{235}U из естественного урана в количестве, необходимом для создания ядерного заряда. По расчетам на основе известных в то время сечений деления ядра нейтронами, оно составляло от 9 до 43 кг. Быстро разработать методы разделения изотопов в тяжелейших условиях военного времени было очень сложно. Понимая это, Курчатов привлек к решению задачи известных ученых и инженеров страны. Существовало несколько методов разделения изотопов урана, перспективных для получения требуемого количества материала с необходимой степенью обогащения: газодиффузионный, центрифужный и электромагнитный [2]. Работы по электро-



Энглен Атакузиевич Азизов, доктор физико-математических наук, профессор, директор Института физики токамаков Курчатковского центра ядерных технологий, директор Отделения физики токамаков-реакторов ГНЦ РФ «Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований». Лауреат Государственной премии СССР и премии Правительства РФ. Специалист в области физики и техники управляемого термоядерного синтеза.



Евгений Павлович Велихов, академик РАН, доктор физико-математических наук, профессор, президент НИЦ «Курчатковский институт», Герой Социалистического Труда, лауреат Ленинской премии, Государственных премий СССР и РФ, Международной премии «Глобальная энергия». Область научных интересов — физика плазмы и астрофизика, управляемый термоядерный синтез, энергетика.

магнитному разделению урана были поручены Л.А.Арцимовичу, как лучшему специалисту по электронной оптике [3].

Цель — изотоп ^{235}U

Идея электромагнитного разделения восходит к масс-спектропии, предложенной в 1918 г. А.Демпстером и получившей развитие в работах американских и европейских ученых [4].

Разделение изотопов в электромагнитном методе происходит при движении предварительно ускоренных ионов из мощного источника в поперечном магнитном поле. Радиус движения ионов определяется отношением заряда к массе. При достаточно больших скоростях ионов и размерах полюсов электромагнитов можно достичь требуемого пространственного разделения изотопов по

атомной массе (рис.1) [2, 4–6]. При всей кажущейся простоте электромагнитный метод потребовал решения ряда сложнейших научных и технических задач. Среди них создание мощных источников ионов урана, системы ускорения и эффективной ионной оптики, крупных электромагнитов с профилированием полюсов, высокостабилизированных источников тока и напряжения, качественных вакуумных камер большого объема и высокопроизводительных вакуумных насосов, создающих вакуум не хуже 10 мм рт. ст. Для решения этих задач Курчатов мобилизовал группу молодых талантливых ученых, инженеров и конструкторов: И.Н.Головина, П.М.Морозова, Г.Я.Щепкина, А.М.Андрианова, В.С.Золотарева, С.Ю.Лукьянова, Б.Г.Брежнева, А.К.Спиридонова и др. Позже к ним присоединился ряд специалистов из Всероссийского электротехнического института (ВЭИ) во главе с Н.А.Явлинским.

Работы по электромагнитному разделению урана начались в ноябре 1944 г. в закрытой Лаборатории №2 в Москве. Нетрудно представить, какими техническими средствами и возможностями располагали в самом начале участники работ. Но уже через короткое время благодаря их квалификации, энтузиазму и упорству, постоянно поддерживаемым Курчатовым, были созданы установки, на которых обогащение вышло на уровень 90% для урана-235, предварительно обогащенного диффузионным методом до 40% [7]. В этом им помогло подключение специалистов как по вакуумной технике, создавших мощные высоковакуумные агрегаты и оборудование, так и из электротехнической промышленности, изготовивших крупные электромагниты, системы питания и др. (рис.2).

Распоряжением правительства* при заводе «Электросила» было организовано специальное ОКБ, которое возглавил Д.В.Ефремов. В дальнейшем ОКБ было преобразовано в Научно-исследовательский институт электрофизической аппаратуры (НИИЭФА). Также была организована Центральная вакуумная

* Постановление Совета народных комиссаров № 3176-964 сс/оп от 27 декабря 1945 г. и Постановление Совета министров СССР № 655-231сс от 24 марта 1947 г.



Л.А.Арцимович и И.В.Курчатов на скамейке «у хижины лесника». 1959 г.

лаборатория (впоследствии — Институт вакуумной техники) под руководством С.А.Векшинского. Благодаря слаженной совместной работе ученых, инженеров, конструкторов и производителей в течение трех лет удалось перейти от лабораторных установок к настоящим промышленным электромагнитным масс-сепараторам. В декабре 1950 г. на построенном по постановлению правительства заводе (завод №814 в Нижней Туре Свердловской обл.), на установке по электромагнитному разделению изотопов SU-20 , была получена первая партия высокообогащенного ^{235}U . И хотя в получении промышленных количеств урана электромагнитный метод разделения изотопов уступил газодиффузионному и центрифужному, он сыграл важную роль в создании водородной бомбы. Именно с помощью электромагнитного метода было получено требуемое для первой

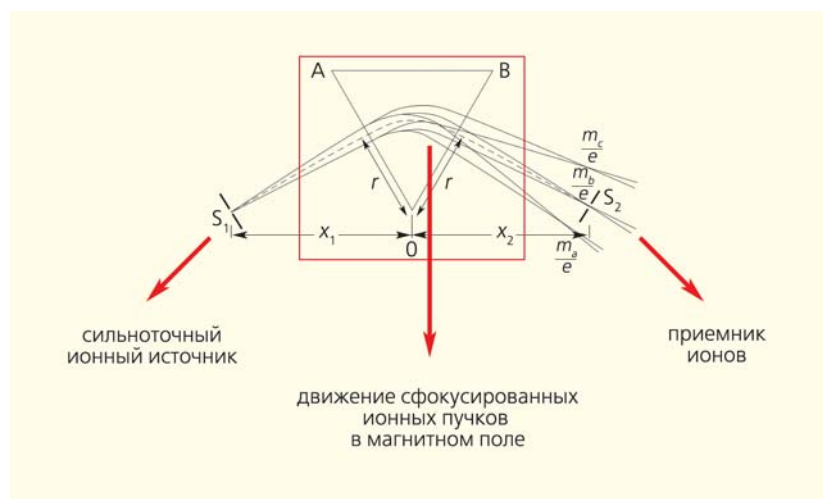


Рис.1. Принцип электромагнитного разделения изотопов.



И. Н. Головин, П. М. Морозов, Н. А. Явлинский.

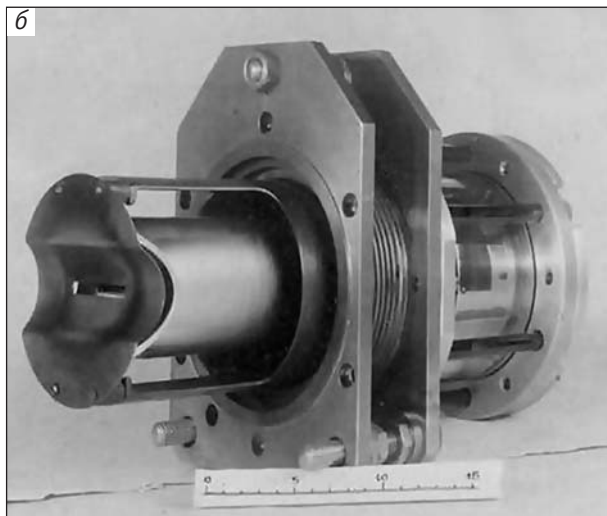
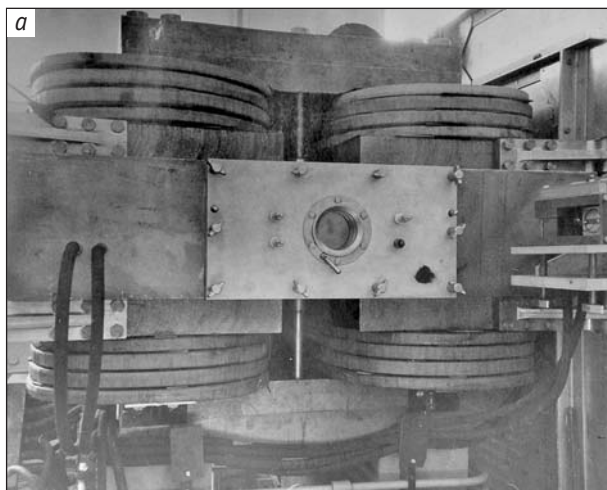


Рис.2. Опытная установка №5 по электромагнитному разделению изотопов: а — электромагнит, б — ионный источник.

бомбы количество изотопа ${}^6\text{Li}$. Эти достижения ученых и специалистов электромагнитного метода были заслуженно отмечены правительством*, а установка СУ-20 до сих пор используется при производстве стабильных изотопов для медицины, фундаментальных исследований и прикладных целей [8].

Роль и результаты работ по электромагнитному разделению изотопов вышли далеко за рамки первоначальной задачи. Благодаря им были разработаны основы и технологии ряда научных направлений (в том числе электрофизики мощных систем) и развита промышленность, позволившие уже в 1950-х годах создать циклотроны и уникальный синхрофазотрон, нейтронные генераторы, крупные линейные ускорители и ряд других электрофизических установок. Но самым важным следствием работ по электромагнитному методу разделения изотопов стало то, что они послужили кадровым, научным и техническим фундаментом для начала и последующего развития работ по управляемому термоядерному синтезу.

Курс на термояд

К октябрю 1950 г. А.Д.Сахаров и И.Е.Тамм, используя предложение из июльского письма в ЦК партии О.А.Лаврентьева, который служил солдатом на Сахалине, подготовили теоретическое обоснование магнитного термоядерного реактора (МТР) и сделали оценки его параметров. Реактор был задуман на основе синтеза изотопов водорода в плазменном разряде в камере, снабженной тороидальным электромагнитом. Уже в начале 1951 г.

* Постановление Совета министров СССР №2140-562сс/оп от 19 июня 1947 г.



Инициаторы исследований по управляемому термоядерному синтезу: О.А.Лаврентьев, А.Д.Сахаров, И.Е.Тамм.

Курчатов организовал обсуждение проекта с ведущими физиками Атомного проекта. Обсуждение носило секретный характер, так как МТР рассматривался как источник нейтронов для наработки делящегося вещества, а затем и трития (в результате реакции ${}^6\text{Li} + n$) [9, 10].

К идее МТР Игорь Васильевич Курчатов подошел с более широких позиций. В письме «О возможности создания магнитных термоядерных реакторов» [11] на имя начальника Первого главного управления Б.Л.Ванникова (для Берии) от 04.01.1951 г. Курчатов совместно с Головиным впервые дал описание устройства с тороидальной вакуумной камерой, помещенной в сильное магнитное поле, в которой возбуждаемым трансформатором продольным током создается, нагревается и удерживается дейтериевая плазма при температуре в миллионы градусов. При таких условиях в плазме происходят реакции синтеза ядер с образованием изотопов ${}^3\text{He}$, трития, протонов, нейтронов и избыточной энергии. В письме была представлена программа создания гибридных (синтез—деление) реакторов для производства искусственного топлива в торий-урановом и уран-плутониевом циклах, а также для наработки трития и выработки энергии. Курчатов понимал, что управляемый термоядерный синтез может стать источником ядерной энергии с практически неисчерпаемым ресурсом и таким образом решить проблему энергообеспечения человечества на все времена. По его инициативе в 1951 г. было принято постановление правительства*, и в Лаборатории №2 (позже Лаборатория измерительных приборов АН СССР, затем Институт атомной энергии — ИАЭ) были развернуты работы по управляемому термо-

ядерному синтезу (УТС). Общим руководителем этих работ в Советском Союзе был назначен Л.А.Арцимович, а теоретических разработок — М.А.Леонтович. Практически все основные участники работ по электромагнитному разделению были вовлечены Игорем Васильевичем в работы по УТС. Исследования велись по нескольким направлениям, но прежде всего — по изучению плазменных процессов в тороидальной камере, окруженной катушками, которые создавали тороидальное магнитное поле так, как это было предложено Сахаровым и Таммом и развито Курчатовым и Головиным. Ток в плазме возбуждался вихревым электрическим полем с помощью индуктора, работавшего по существу первичной обмоткой воздушного или железного трансформатора. Ток, текущий по плазменному каналу (служившему вторичным витком), не только нагревал ее омически, но и создавал полоидальные поля, компенсирующие тороидальный дрейф.

Первая тороидальная установка с сильным продольным магнитным полем, известная как ТМП (тор в магнитном поле, рис.3), была построена в Лаборатории измерительных приборов в 1954 г. под руководством Головина и Явлинского. Она имела следующие параметры: большой радиус плазменного шнура $R = 0.8$ м, малый радиус шнура $a = 0.13$ м, магнитное поле на оси $B_z = 1.5$ Тл, ток плазмы $I = 260$ кА. Объем плазмы составлял всего 0.27 м³ (объем в МТР превосходил его более чем в 3500 раз). Камера ТМП была выполнена из фарфора, что определило низкую температуру плазмы (из-за больших потерь на примесное излучение); ее окружал медный кожух с разрезами для стабилизации равновесного положения шнура по большому радиусу. Последующие установки такого типа, при разработке которых учитывались результаты предыдущего изучения процессов, задающих пара-

* Постановление Совета министров СССР № 1463-732сс/оп от 5 мая 1951 г.

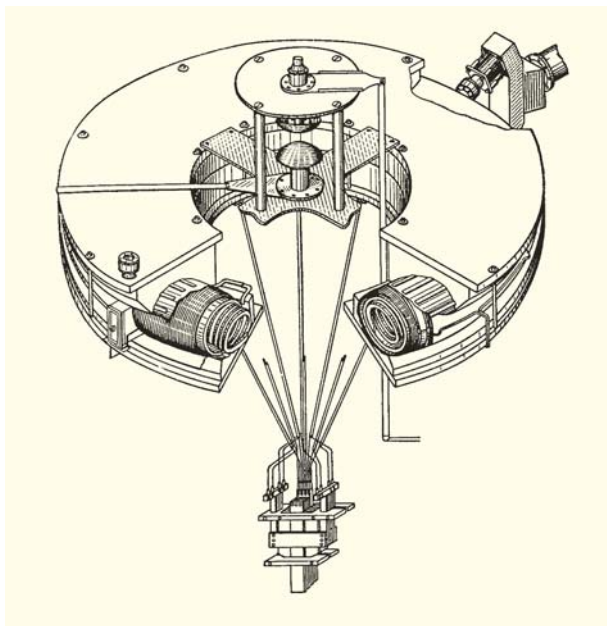


Рис.3. Установка ТМП (1954—1957).

метры плазмы, получили по предложению Головина и Явлинского название «токамак» — по первым слогам словосочетания «тороидальная камера магнитная» (буква *г* в последнем слове заменена на *к*). В период 1955—1965 гг. в ИАЭ было построено восемь токамаков (Т-1, Т-2, Т-3, Т-3А, Т-5, ТМ-1, ТМ-2, ТМ-3, рис.4, 5), на которых выполнены обширные исследования. Появилось понимание процессов, которые влияют на поведение и параметры горячей плазмы в магнитных полях, сформировалась теория и наметились средства, позволяющие повысить температуру плазмы и время ее удержания, родились соответствующие методы диагностики. На конференции МАГАТЭ в Новосибирске в 1968 г. были представлены результаты экспериментов на

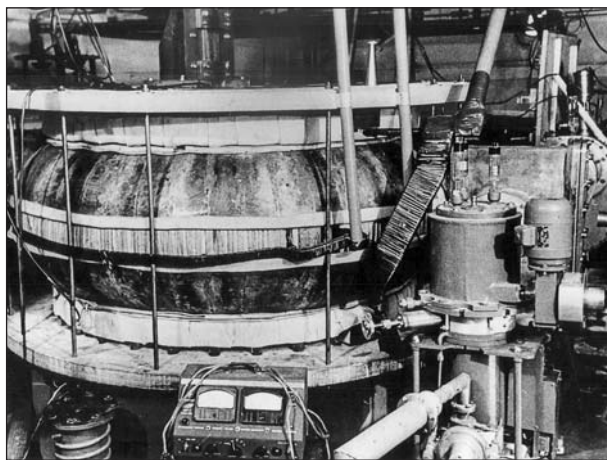


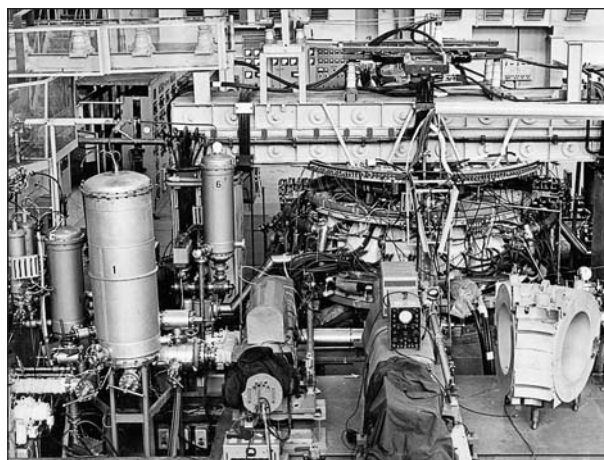
Рис.4. Токamak Т-1 (1957—1959) — первая тороидальная установка, получившая название «токамак».

токамаке Т-3А ($R = 1.0$ м; $a = 0.15$ м; $B_T = 3.8$ Тл; $I = 0.14$ МА), из которых следовало, что характерное время удержания плазмы t_E в магнитном поле значительно превышает так называемые боровские потери энергии, что позволило достичь температуры в более чем 10 млн градусов [12]. Измерения электронной температуры в токамаке Т-3А методом томсоновского рассеяния лазерного излучения, выполненные по предложению Арцимовича совместно английскими и советскими физиками, подтвердили диамагнитные и интерферометрические данные наших исследователей. Параллельный контроль абсолютной величины нейтронного излучения и характера его изменения во времени позволил сделать вывод, что на токамаке Т-3А впервые в мире осуществлена термоядерная реакция в плазме, удерживаемой магнитным полем (рис.5).

Эти результаты, доложенные на симпозиуме в Дубне в 1968 г. [13, 14], дали мощный толчок к сооружению токамаков во всех ведущих лабораториях мира, и установка такого рода была признана наиболее перспективной конструкцией для решения проблем УТС. Курчатовский институт стал признанным лидером экспериментальных и теоретических исследований физики токамаков в мире. Уникальным же центром конструирования и изготовления установок в области УТС в нашей стране стал НИИЭФА им.Д.В.Ефремова.

Токамаки — больше и мощнее

В течение последующих лет были созданы новые токамаки: первый сверхпроводящий токамак со стационарным магнитным полем, создаваемым катушками из NbTi Т-7 (СССР; $R = 1.2$ м, $a = 0.3$ м, $B_T = 3$ Тл, $I = 0.3$ МА, рис.6,а), Т-10 (СССР), TFTR (США; $R = 2.4$ м, $a = 0.8$ м, $B_T = 6$ Тл, $I = 3$ МА, мощность высокочастотного нагрева $W_{ICRH} = 11$ МВт, мощ-

Рис.5. Токamak Т-3А (1961—1971) с параметрами $R = 1.0$ м, $a = 0.15$ м, $B_T = 3.8$ Тл, $I = 0.14$ МА).

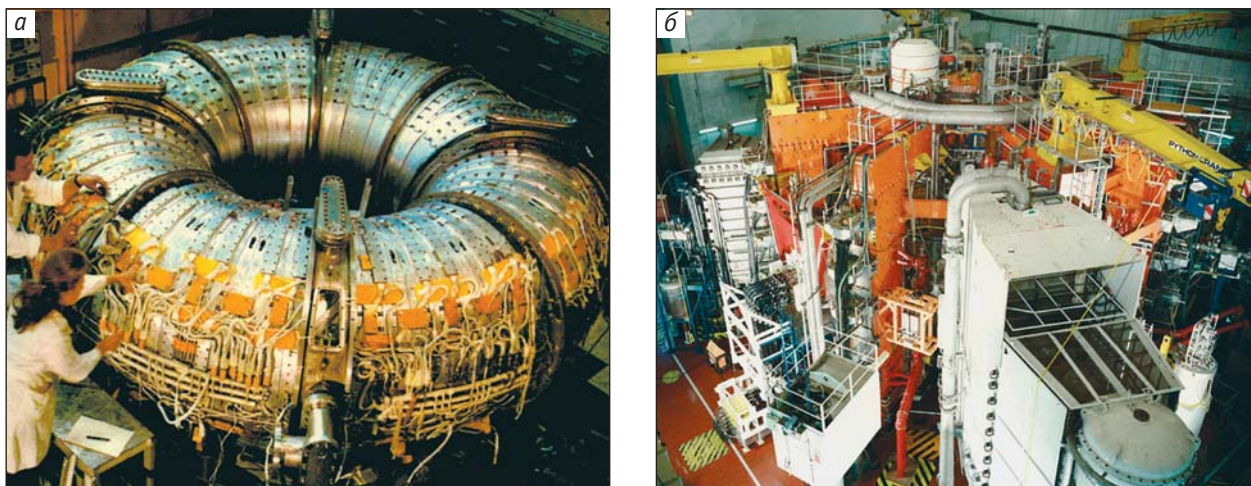


Рис.6. Токамак Т-7 (ИАЭ им.И.В.Курчатова, 1979 г.) — первый сверхпроводящий токамак со стационарным магнитным полем, использующий сверхпроводник из NbTi (а); JET (Англия, после 1992 г., б).

ность инъекции быстрых частиц $W_{\text{нвп}} = 39$ МВт), D-IIID (США), JET (Европейский Союз, $R = 2.96$ м, $a = 0.96$ м, $B_T = 4$ Тл, $I = 6$ МА, с суммарной мощностью дополнительного нагрева плазмы 43 МВт, рис.6,б), JT-60 (Япония), крупнейший сверхпроводящий токамак Т-15 (СССР), токамак с сильным полем и мощным адиабатическим нагревом ТСП (СССР). По параметрам они вплотную приблизились к достижению условий, необходимых для возбуждения интенсивных термоядерных реакций. Это условие заключается в том, что энергия, выделяемая в результате термоядерных реакций в дейтерий-тритиевой плазме, должна превышать затраты на их возбуждение. Количественно оно выража-

ется так называемым критерием Лоусона $nT\tau > 10^{21}$, где n — концентрация частиц в плазме (м^{-3}), T — ее температура (кэВ), τ — время удержания энергии плазмы, характеризующее качество термоизоляции (с). Для токамаков при концентрации плазмы $5 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3}$ и средней температуре 8 кэВ (~ 90 млн градусов) время удержания τ должно быть не менее 6 с. Это и было продемонстрировано в экспериментах на американской установке TFTR, а затем — на европейской JET и японской JT-60. Как параметры плазмы в токамаках приближаются к значениям, которых надо достичь, чтобы обеспечить горение стационарной термоядерной реакции, показано на рис.7, 8 [15, 16].

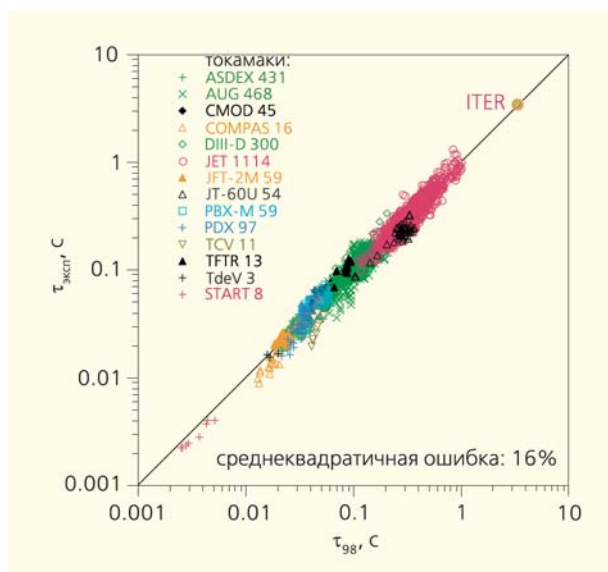


Рис.7. Сравнение времени удержания тепловой энергии плазмы $\tau_{\text{эксп}}$ с эмпирической масштабной зависимостью, τ_{98} , связывающей время с параметрами установки.

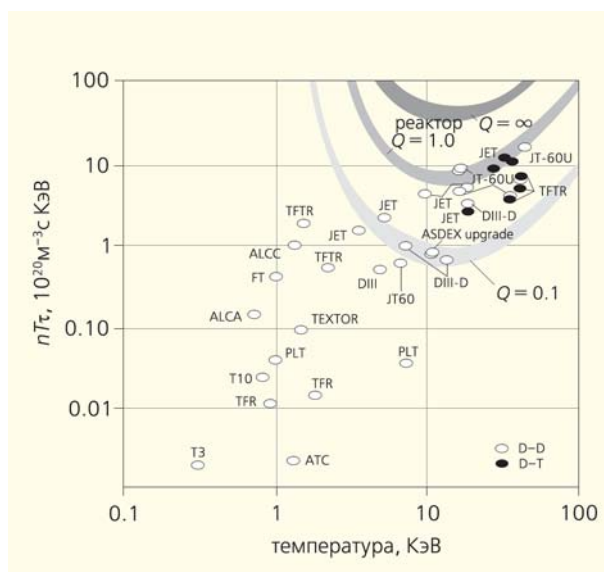


Рис.8. Экспериментальные значения $nT\tau$ в зависимости от центральной ионной температуры. Показаны зоны с величинами коэффициента усиления затраченной мощности 0.1; 1.0 и ∞ .

Грандиозные успехи физики и техники токамаков позволили США, Японии и Евросоюзу принять выдвинутое Е.П.Велиховым от имени СССР предложение о создании Международного термоядерного реактора ИТЭР [16, 17]. Позже к этим странам присоединились Китай, Корея и Индия. В настоящее время Международная организация ИТЭР (МО ИТЭР) в Кадараше (Франция) ведет строительство комплекса ИТЭР (рис.9). С участием домашних агентств стран-участниц МО ИТЭР организует изготовление систем и компонентов токамака. Согласно последнему графику, физический пуск планируется в 2021 г., а работа с тритием, так называемая активная фаза функционирования ИТЭР, намечена на 2027 г. В активной фазе мощность термоядерных реакций будет достигать 500 МВт, из них в нейтронах около 400 МВт [18]. Таким образом, ИТЭР продемонстрирует, что, как и полагали пионеры УТС, токамаки могут быть мощными источниками нейтронов. Энергия термоядерных нейтронов преобразуется в бланкете в тепло и далее в электричество. Термоядерные нейтроны могут также использоваться для наработки ядерного топлива (плутония из ^{238}U и ^{233}U из тория), для утилизации (трансмутации) долгоживущих высокоактивных продуктов облученного ядерного топлива, а также в подкритических реакторах деления для производства энергии.

Вопрос об использовании токамаков как источников нейтронов для расширенной наработки ядерного топлива вновь (после МТР) возник в 1970-х годах, когда была поставлена задача быстрого развития атомной энергетики в Советском Союзе.

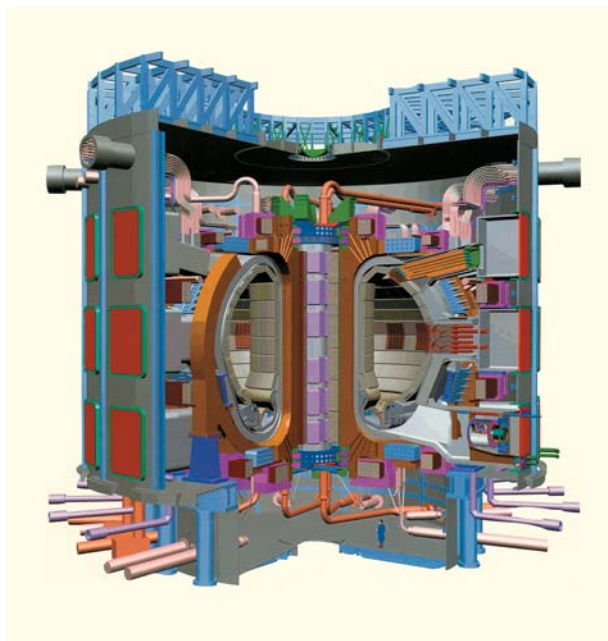


Рис.9. Токamak ИТЭР — крупнейший современный международный научно-технический проект.

Под руководством Велихова, Головина и впоследствии В.В.Орлова в 1970—1980-х годах был разработан ряд проектов термоядерных реакторов на основе токамаков: демонстрационный (Т-20), гибридный (ГРТ) и опытный (ОТР) [17]. Наиболее мощный из них — гибридный (синтез—деление) реактор-токамак ГРТ имел следующие плазмозфизические параметры: $R = 6.4$ м, $a = 1.5$ м, $B_T = 6.0$ Тл, $I = 9.3$ МА, $n = 0.8 \cdot 10^{20}$ м $^{-3}$, $T_e = T_i = 11$ кэВ, тепловая мощность $W_{\text{тепл}} = 6.9$ ГВт. Главной характеристикой служит количество нарабатываемого Pu. При загрузке в бланкет гибридного реактора 1110 т естественного урана будет произведено 4.2 т плутония в год. Обращает на себя внимание близость ряда базовых параметров МТР, ГРТ и ИТЭР: $R = 6.2$ м; $a = 2.0$ м; $B_T = 5.3$ Тл; $I = 15$ МА, $n = 10^{20}$ м $^{-3}$, одинаковые электронная и ионная температуры $T_e = T_i = 20$ кэВ, термоядерная мощность $W_{\text{я}} = 500$ МВт, $t = 400$ с, что свидетельствует о научной прозорливости Курчатова, который уже тогда понимал, какими должны быть масштабы установок с использованием энергии управляемого термоядерного синтеза.

По причинам политического характера, связанным с подписанием Договора о нераспространении ядерного оружия, проект ОТР в СССР был закрыт. Были также остановлены аналогичные проекты, разрабатывавшиеся в США.

Несмотря на прекращение работ в этом направлении, интерес к токамакам как к источникам термоядерных нейтронов (ТИН) не спал. Ведущие центры в области УТС разрабатывали концепции токамаков не только для исследований процессов зажигания термоядерных реакций (FIRE), но и в качестве источников нейтронов (STF, JUST) для испытаний материалов и компонентов будущих термоядерных реакторов при высоких нейтронных потоках. Большое внимание также уделялось возможности использования токамаков — источников нейтронов для решения ряда важных задач ядерной энергетики, например для утилизации высокоактивных продуктов отработанного ядерного топлива путем трансмутации (JUST-T, CFNS, SABR).

По мере развития работ по этому направлению, а также из-за задержек в реализации международного проекта ИТЭР и нерешенности проблем материалов, обеспечивающих стационарность работ для ДЕМО, в мировых термоядерных центрах все более активно обсуждается возврат к гибридным системам как к наиболее быстрому пути практического использования энергии УТС.

В нашей стране работы в этом направлении были вновь начаты в 1995 г. Велихов предложил рассмотреть вопрос, могут ли быть в компактных токамаках (с аспектным отношением 1.6—2.2 и умеренными размерами) реализованы условия возбуждения и поддержания стационарных термоядерных реакций с коэффициентом усиления затраченной мощности $Q = 1—10$. Такие источни-

ки термоядерных нейтронов могли бы стать важным фактором в развитии ядерной энергетики на новом уровне (сочетание безопасности и топливного обеспечения).

В помощь ядерной энергетике

Кооперация российских институтов (НИЦ «Курчатовский институт», ГНЦ РФ ТРИНИТИ, НИИЭФА, Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им.Н.А.Доллежала (НИКИЭТ), Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов им.А.А.Бочвара) разработала на основе международной базы данных и моделирования несколько концептуальных проектов компактных ТИН. Прделанный анализ позволил конкретизировать область параметров, а также оценить объемы, последовательность и сроки выполнения работ. В одном из вариантов ТИН при стационарном потоке нейтронов 0.2 МВт/м^2 возможна наработка 36 кг Pu и $23 \text{ кг } ^{235}\text{U}$ в год. Результаты нашли отражение в предложениях межведомственной комиссии ГК «Росатом» в 2009 г. и в планах работ, утвержденных ГК «Росатом» и принятых правительством (для исполнения пока только в рамках Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения» — ФЦП ЯЭНТП). Первым шагом служит перевооружение токамака Т-15 с модернизацией электромагнитной системы, вакуумной камеры, системы электропитания и инженерно-технического обеспечения установки. Это задание, в соответствии с утвержденным проектом технического перевооружения комплекса Т-15, выполняется в НИЦ «Курчатовский институт» с 2011 г. В 2012 г. в НИИЭФА уже приступили к изготовлению электромагнитной системы (ЭМС) и вакуумной камеры Т-15. Кроме задачи поддержки проекта ИТЭР, у токамака Т-15 есть другая цель — стать водородным прототипом демонстрационного ТИН для гибридного реактора — наработка ядерного топлива или трансмутатора. В 2012 г. Курчатовский институт при участии НИКИЭТ и НИИЭФА разработал эскизный проект демонстрационного ТИН (рис.10). В следующие два года совместными усилиями подразделений нашего института, а также институтов и проектных организаций ГК «Росатом» должен быть выполнен технический проект ДемоТИН, включающий плазмозащитную и ядерно-технологические части. Уровень проблем, связанных с первой из них, в настоящее время определен. В то же время разработка ядерно-технологической части ставит ряд сложнейших вопросов, которые требуют проведения серьезных НИР и ОКР при соответствующей финансовой поддержке. Финансирование этих работ, к сожалению, в федеральной программе не предусмотрено. Есть надежда, что ГК «Росатом» и Минобрнауки совмест-

но смогут решить этот вопрос. Важный фактор реализации задачи проекта — наличие НИИЭФА, созданного для решения задачи электромагнитного разделения, который выступает единым центром проектирования и изготовления уникальных электрофизических установок и оборудования. Совершенно очевидно, что только путем укрепления этого института и развития в нем научной, конструкторской, технологической и производственной составляющих можно решить задачи национальной программы УТС.

В последнее время, как следствие аварии на атомной станции «Фукусима», вновь вспыхнула жесткая дискуссия о будущем ядерной энергетики. На повестку дня опять поставлен принципиальный вопрос: способна ли атомная энергетика полностью избежать аварий с катастрофическими последствиями для населения и экологии? Ряд стран планируют полностью от нее отказаться, выводя из эксплуатации действующие атомные электростанции. Ответом на этот вопрос может быть предложение сотрудников НИЦ «Курчатовский институт»: только гибридная система (синтез—деление) с подкритическим бланкетом на основе жидкосолевых технологий поможет реализовать так называемую зеленую ядерную энергетику. В жидкосолевом гибридном токамаке-реакторе (Molten Salt Hybrid Tokamak — MSHT) жидкая соль при температуре $500\text{--}600^\circ\text{C}$, содержащая растворенное ядерное топливо, постоянно прокачивается через активную зону, одновременно выполняя функцию теплоносителя. Благодаря непрерывной циркуляции растворенного топлива и продуктов деления возможны коррекция состава

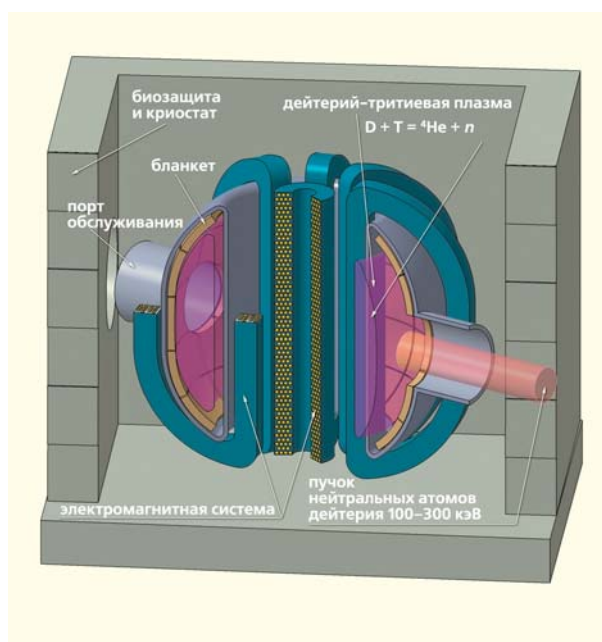


Рис.10. Термоядерный источник нейтронов со сверхпроводящей электромагнитной системой.

ва и постоянная очистка от радиоактивных веществ, что решает проблему съема остаточного энерговыделения. MSHT может работать в нескольких режимах: как источник энергии и как наработчик топлива в U—Pu- и Th—U-циклах. Он также способен обеспечить замкнутость топливного цикла. Достоинство жидкосолевой технологии — отсутствие повышенного давления в первом контуре гибридного реактора, что позволяет снизить риски. Комплекс MSHT может избавить ядерную энергетику от двух фундаментальных пороков, которые представляют практически неустранимую угрозу катастрофических аварий, — от потенциального неконтролируемого разгона и потери теплоносителя.

В настоящее время ИТЭР — наиболее физически обоснованный и технологически подготовленный проект источника термоядерных нейтронов, который способен обеспечить на бланкете поток $2 \cdot 10^{15}$ н/с·м² в течение 400-секундного цикла. Это-

го вполне достаточно для демонстрации как наработки Pu и ²³³U, так и производства энергии. Именно поэтому Велихов предложил использовать ИТЭР в качестве основы для демонстрации зеленой ядерной энергетики на базе жидкосолевой технологии, т.е. в качестве ДемоMSHT. В результате ИТЭР продемонстрирует два основных направления УТС — «чистое» и гибридное.

* * *

Нет никаких сомнений, что оба главных направления мирного использования энергии термоядерного синтеза в ядерной энергетике, которые с самого начала определил и поддержал Курчатов, будут доведены до практического воплощения. Для этого российским ученым и инженерам необходимо предпринять усилия для решения тех грандиозных задач по освоению ядерной и термоядерной энергетики, решение которых завещал великий ученый. ■

Литература

1. Курчатов И.В. Собрание научных трудов: В 6 т. Т.3: Атомный проект. Ядерные реакторы / Отв. ред. Н.Н.Пономарев-Степной; сост. Р.В.Кузнецова, В.К.Попов, Н.В.Селезнева. М., 2009.
2. Изотопы: свойства, получение, применение / Под ред. В.Ю.Баранова. М., 2000.
3. Записка И.В.Курчатова Л.П.Берии об ученых, привлечение которых необходимо для работ по проблеме, с рекомендацией назначить Л.А.Арцимовича на роль руководителя 24 ноября 1944 г. Сов. секр. // Атомный проект СССР. Кн.1. Ч.2. М.; Саров, 1999. С.162—164.
4. Dempster A.J. A new method of positive ray analysis // Phys. Rev. 1918. V.11. №4. P.316—325.
5. Шемя М., Перье Ж. Разделение изотопов. М., 1980.
6. Мартыненко Ю.В. Электромагнитное разделение изотопов // Наука в России. 2009. №6. С.54—59.
7. Докладная записка М.Г.Первухина, И.Г.Кабанова, И.В.Курчатова, Л.А.Арцимовича и Г.В.Алексенко Л.П.Берия от 16 сентября 1946 года. Сов. секр. Особая папка // Атомный проект СССР. Т.2. Кн.3. М.; Саров, 2002. С.490—491.
8. Морозов П.М., Маков Б.Н., Иоффе М.С., Фрадкин Г.Н. // Труды II Международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Женева, 1958 г. Доклады советских ученых. 1959. Т.6. С.111.
9. Сахаров А.Д. Воспоминания. Ч.1. Гл.9. М., 2011.
10. Сахаров А.Д. Теория магнитного термоядерного реактора // Физика плазмы и проблема управляемых реакций / Отв. ред. М.А.Леонтович. М., 1958. Т.1. С.20.
11. Курчатов И.В., Головин И.Н. О возможности создания магнитных термоядерных реакторов // Курчатов И.В. Собрание научных трудов: В 6 т. Т.5: Управляемый термоядерный синтез / Отв. ред. Е.П.Велихов; сост. Р.В.Кузнецова, В.К.Попов, Н.В.Селезнева. М., 2012. С.77—81.
12. Арцимович Л.А., Бобровский Г.А., Горбунов Е.П. и др. Экспериментальные исследования на установках токамак // Plasma Phys. and Contr. Nucl. Fusion Res. 1969. V.1. P.157—172.
13. Peacock N.J., Robinson D.C., Forrest M.J. et al. Measurement of the electron temperature by Thomson scattering in tokamak T3 // Nature. 1969. V.224. №5218. P.488—490.
14. Арцимович Л.А., Анашкин А.М., Горбунов Е.П. и др. Исследование нейтронного излучения плазмы в установке токамак Т-3А // ЖЭТФ. 1971. Т.61. №2. С.575—581.
15. Unterberg B., Samm U. Overview of tokamak results // Transactions of fusion science and technology. 2006. V.49. P.415—424.
16. ITER Physics Basis Editors et al. Chapter 1: Overview and summary // Nucl. Fusion. 1999. V.39. P.2137—2174.
17. Голубчиков Л.Г. ИТЭР. Решающий шаг. М., 2004.
18. Mukhovatov V., Shimada M., Lackner K. et al. Chapter 9: ITER contribution for Demo plasma development / In Progress in ITER Physics Basis // Nucl. Fusion. 2007. V.47. P.S404—S414.