

КОНФЕРЕНЦИИ И СИМПОЗИУМЫ

К 90-ЛЕТИЮ СО ДНЯ РОЖДЕНИЯ А.Д. САХАРОВА

Токамаки от А.Д. Сахарова до наших дней (60 лет токамакам)

Э.А. Азизов

Статья написана на основе доклада, представленного на сессии Отделения физических наук РАН в Физическом институте им. П.Н. Лебедева РАН 25 мая 2011 г., посвящённой 90-летнему юбилею академика АН СССР Андрея Дмитриевича Сахарова — инициатора исследований по управляемому термоядерному синтезу в СССР. Кратко изложена 60-летняя история исследований плазмы в тороидальных установках с продольным магнитным полем, предложенных А.Д. Сахаровым и И.Е. Таммом в 1950 г. в качестве ловушек для удержания термоядерной плазмы и получивших позднее название Токамак. Обсуждаются недавнее (2006 г.) соглашение России, Евросоюза, США, Японии, Китая, Республики Корея и Индии о совместном сооружении во Франции Международного термоядерного реактора (ИТЭР) на основе токамака и перспективы использования токамака как источника термоядерных (14 МэВ) нейтронов.

PACS numbers: 01.65.+g, 28.52.-s, 52.55.Fa

DOI: 10.3367/UFNr.0182.201202j.0202

Содержание

1. Введение (202).
2. Концепция магнитной термоизоляции плазмы. Магнитный термоядерный реактор (203).
3. Эксперименты 1955–1969 гг. (204).
4. Эксперименты 1970–1990 гг. (206).
5. Прогресс в экспериментальных исследованиях на токамаках в последние 20 лет (208).
6. Развитие теории плазмы в токамаках (210).
7. Проекты Т-20 и ИНТОР (211).
8. ИТЭР и ДЕМО (211).
9. Новый этап в развитии работ по токамакам в России (213).
10. Заключение (214).

Список литературы (214).

1. Введение

В истории человечества до начала работ по управляемому термоядерному синтезу (УТС), по-видимому, не было технической задачи, которая, являясь насущной, потребовала бы для своего решения более 20 лет. Этому "историческому" правилу соответствует известное заявление индийского физика Хоми Баба в 1955 г. на Женевской конференции по мирному использованию

атомной энергии: "Я беру на себя смелость предсказать, что метод освобождения энергии синтеза контролируемым способом будет найден в ближайшие два десятилетия".

На Женевской конференции 1958 г. английский физик П.С. Тонеманн заявил, что «ответ на вопрос о возможности генерации электрической энергии при использовании лёгких элементов будет получен только в следующем десятилетии, и если ответ будет "да", то ещё десять лет понадобятся для ответа на вопрос об экономической эффективности использования этого источника энергии».

На конференции 1961 г. в Зальцбурге М.Н. Розенблют (США) в итоговом докладе о достижениях в теории плазмы сказал: "Хотя, к сожалению, верно, что теоретики не могут объяснить экспериментаторам, как именно следует строить термоядерную машину, но также верно и то, что мы в течение многих лет старательно пытались найти фундаментальную причину, почему плазменный термоядерный реактор не может быть построен, — и не нашли такой причины". Далее он добавил: "...я верю, что шанс для человечества решить проблему управляемого термоядерного синтеза примерно за двадцать лет очень велик, если только оно не потерпит поражение в более трудной борьбе с неуправляемым синтезом".

Сейчас, спустя 60 лет после начала исследований по управляемому термоядерному синтезу, мы можем заключить, что сложность проблемы сильно недооценивалась на начальном этапе работ, особенно если учесть, что конечная цель, а именно демонстрация производства электроэнергии на термоядерной электростанции, отстоит по времени от сегодняшнего момента на несколько десятилетий.

Э.А. Азизов. Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт", пл. Академика Курчатова 1, 123182 Москва, Российская Федерация
E-mail: azizov@nfi.kiae.ru

Статья поступила 9 сентября 2011 г.

В данной статье дан краткий обзор развития концепции магнитной термоизоляции плазмы, предложенной в 1950 г. А.Д. Сахаровым и И.Е. Таммом и принятой за основу в проекте Международного термоядерного экспериментального реактора — ИТЭР (International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER), реализуемого в настоящее время во Франции совместными усилиями Европейского Союза, Индии, Китая, Кореи, России, США и Японии.

2. Концепция магнитной термоизоляции плазмы. Магнитный термоядерный реактор

В 1950 г. произошло малозаметное событие, рассказ о котором известный физик-теоретик, будущий академик РАН Виталий Дмитриевич Шафранов начал с словами:

*Послушайте, ребята, историю свою,
Всё началось с солдата, служившего в строю.*

Речь здесь идёт о служившем на Сахалине сержанте Олеге Александровиче Лаврентьеве, который в письме в Центральный комитет Всесоюзной коммунистической партии (большевиков) (ЦК ВКП(б)) от 22 июля 1950 г. предложил:

1) использовать в водородной бомбе дейтерит лития-6 вместо сжиженного дейтерия и трития;

2) создать систему с электростатическим удержанием горячей плазмы для осуществления управляемого термоядерного синтеза.

Вскоре это письмо попадает на отзыв кандидату физико-математических наук Андрею Дмитриевичу Сахарову (с 1953 г. — доктор физико-математических наук, действительный член АН СССР), работавшему в то время в секретном городе Арзамас-16 (г. Саров) над созданием водородной бомбы. Позднее А.Д. Сахаров так вспоминал об этом эпизоде:

Летом 1950 года на объект пришло присланное из секретариата Берии письмо с предложением молодого сержанта Олега Лаврентьева, служившего на Сахалине. Во вводной части автор писал о важности проблемы управляемой термоядерной реакции для энергетики будущего...

...В своём отзыве я написал, что выдвигаемая автором идея управляемой термоядерной реакции является очень

важной... По существу конкретной схемы Лаврентьевя я написал, что она представляется мне неосуществимой, так как в ней не исключён контакт горячей плазмы с сетками... Во время чтения статьи у меня возникли первые неясные ещё мысли о магнитной термоизоляции...

В начале августа 1950 года из Москвы вернулся Игорь Евгеньевич [Тамм]... Он с огромным интересом отнёсся к моим размышлениям — всё дальнейшее развитие идеи магнитной термоизоляции осуществлялось нами совместно. Вклад И.Е. был особенно велик во всех расчётах и оценках и в рассмотрении основных физических концепций — магнитного дрейфа, магнитных поверхностей и некоторых других [1].

К октябрю 1950 г. А.Д. Сахаров и И.Е. Тамм подготовили предварительное теоретическое обоснование магнитного термоядерного реактора (МТР) и сделали первые оценки его параметров. В январе 1951 г. И.В. Курчатов организовал обсуждение проекта с ведущими физиками, вовлечёнными в атомный проект. Совещание поддержало развитие работ по МТР, и в феврале 1951 г. И.В. Курчатов направил Л.П. Берии¹ проект Постановления Правительства об организации работ по МТР. 5 мая 1951 г. под Постановлением поставил подпись И.В. Сталин. Согласно Постановлению Совета министров, разработка проблемы МТР поручалась Лаборатории измерительных приборов (ЛИПАН, в настоящее время — Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"). Ответственным руководителем был назначен Л.А. Арцимович, руководителем теоретических работ — М.А. Леонтьевич. Авторы предложения А.Д. Сахаров и И.Е. Тамм привлекались в качестве постоянных консультантов.

В отчёте А.Д. Сахарова [2] было предложено удерживать горячую плазму в тороидальной камере с сильным продольным магнитным полем. Для компенсации тороидального дрейфа заряженных частиц предлагалось, наряду с тороидальным магнитным полем, создать полоидальное магнитное поле, либо пропуская

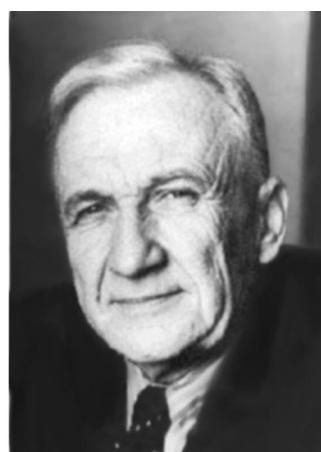
¹ Л.П. Берия возглавлял Специальный комитет при Государственном комитете обороны СССР, созданный в 1945 г. "для руководства всеми работами по использованию внутриатомной энергии урана".



О.А. Лаврентьев
(07.07.1926 – 10.02.2011)



А.Д. Сахаров
(21.05.1921 – 14.12.1989)



И.Е. Тамм
(08.07.1895 – 2.04.1971)

Инициаторы исследований по управляемому термоядерному синтезу.

Таблица 1. Параметры "большой модели" МТР

Большой радиус тора	R	12 м
Малый радиус плазменного шнуря	a	2 м
Тороидальное магнитное поле	B_t	5 Тл
Продольный ток в плазме	I	0,2 МА
Плотность дейтонов на оси плазмы	n_0	$3 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$
Температура на оси плазмы	T_0	100 кэВ
Термоядерная мощность	P_{DD}	880 МВт
Наработка трития	N_T	100 г (в сутки)

электрический ток по кольцевому проводнику, помещённому внутрь плазмы, либо возбуждая продольный ток в самой плазме с помощью полоидальной обмотки, расположенной снаружи вакуумной камеры. Для создания равновесия по большому радиусу А.Д. Сахаров предложил использовать медный кожух.

Расчёты А.Д. Сахарова, основанные на классических коэффициентах переноса без учёта кривизны системы, привели к параметрам "большой модели" МТР, представленным в табл. 1 [2].

И.Е. Тамм [3, 4] предложил общие методы решения кинетического уравнения для тороидальной плазмы при наличии стабилизирующего тока и показал, что теплопроводность плазмы в торе может быть значительно выше, чем в прямом цилиндре при одинаковых величинах продольного магнитного поля и магнитного поля тока. Примерно в то же время Г.И. Будкер [5] обратил внимание на особенности поведения частиц с малой относительной продольной скоростью, которые должны быстро теряться из плазмы.

К сожалению, эти основополагающие работы И.Е. Тамма и Г.И. Будкера не были продолжены и вскоре были забыты. Их результаты вновь были открыты и получили дальнейшее развитие спустя более десяти лет в работах Д. Пфирша и А. Шлютера (1962) [6], В.Д. Шафранова (1965) [7] и в работе А.А. Галеева и Р.З. Сагдеева (1967) [8].

3. Эксперименты 1955–1969 гг.

Первая тороидальная установка с сильным продольным магнитным полем, основанная на идеях А.Д. Сахарова и И.Е. Тамма, известная как ТМП (тор с магнитным полем) (рис. 1) [9], была построена в ЛИПАНе в 1955 г. под руководством И.Н. Головина и Н.А. Явлinskого. Установка имела следующие параметры: $R = 0,8 \text{ м}$, $a = 0,13 \text{ м}$, $B_t = 1,5 \text{ Тл}$, $I = 0,26 \text{ МА}$. Объём плазмы, $V = 0,27 \text{ м}^3$, был примерно в 3500 раз меньше, чем в проекте МТР, обсуждавшемся в разделе 2. Фарфоровая разрядная камера была окружена медным кожухом с разрезами, внутри камеры вблизи стенки размещалась спираль из нержавеющей стали для уменьшения контакта плазмы с фарфором. Температура электронов была низкой ($\leq 10 \text{ эВ}$), что было связано с высоким уровнем радиационных потерь энергии.

Последующие установки этого типа получили название токамак (по комбинации начальных слогов в словосочетании "тороидальная камера магнитная", где буква г в конце названия для благозвучия заменена буквой к) [10].

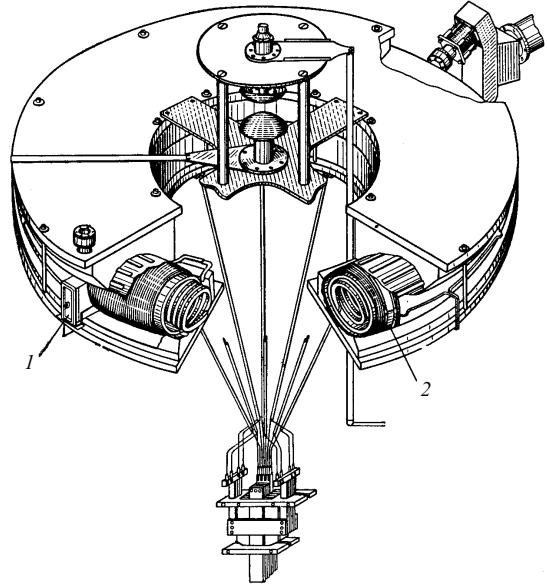


Рис. 1. Схематическое изображение тороидальной камеры с обмотками: 1 — окно для фотографирования; 2 — обмотка продольного магнитного поля.

За десятилетие, 1955–1965 гг., в Курчатовском институте было построено восемь установок этого типа (ТМП, Т-1, Т-2, Т-3, Т-5, ТМ-1, ТМ-2 и ТМ-3), т.е. в среднем почти каждый год сооружалась новая установка. Это обусловило относительно быстрый прогресс в определении и ликвидации "детских болезней" токамака, таких как чрезмерное поступление примесей в плазму и высокий уровень "рассеянных" магнитных полей от внешних контуров.

На установке Т-1 ($R = 0,62 \text{ м}$, $a = 0,13 \text{ м}$, $B_t = 1,0 \text{ Тл}$, $I = 0,04 \text{ МА}$) [11] впервые было показано, что выполнение условия $q_a = 5a^2 B_t / RI > 1$, известного как критерий Шафранова–Крускала, где q_a — так называемый запас устойчивости, является необходимым для улучшения макроскопической устойчивости плазмы. Было показано также, что в установке с металлической, но непротекаемой камерой 80–90 % энергии теряется плазмой посредством излучения атомов примесей.

Установка Т-2, близкая по параметрам к установке Т-1, имела прогреваемую до $400\text{--}450^\circ\text{C}$ сильфоновую вакуумную камеру из нержавеющей стали с установленной внутри диафрагмой [12, 13]. В результате прогрева камеры доля радиационных потерь энергии плазмы снизилась до $\approx 30\%$. В этих экспериментах обнаружилась последняя из "детских болезней" токамака. Оказалось, что плазменный шнур перемещается внутри камеры на гораздо большие расстояния, чем можно было ожидать исходя из изменений параметров плазмы. Было установлено, что перемещения вызывались поперечной компонентой рассеянного магнитного поля, которое вследствие неидеальности проводящего кожуха проникало внутрь камеры. После этих экспериментов все сооружаемые установки снабжались специальными корректирующими и управляющими обмотками, с помощью которых производилась компенсация рассеянных магнитных полей и осуществлялось управление положением плазменного шнуря.

Детальные исследования равновесия плазмы внутри проводящего кожуха и сравнение полученных результа-



Руководители термоядерной программы в Курчатовском институте.

тов с теоретическими были проведены на установке Т-5 ($R = 0,625$ м, $a = 0,2$ м, $B_t = 1,2$ Тл, $I = 0,045$ МА) в 1961–1964 гг. В 1965 г. эта установка была перемещена в Физико-технический институт (ФТИ) им. А.Ф. Иоффе (Ленинград), где получила название ФТ-1.

В 1960 г. была сооружена более крупная установка, Т-3 ($R = 1,0$ м, $a = 0,06$ м, $B_t = 4,0$ Тл, $I = 0,06$ МА), которая вскоре была усовершенствована и получила название Т-3А ($R = 1,0$ м, $a = 0,15$ м, $B_t = 3,8$ Тл, $I = 0,14$ МА).

В 1962 г. на установке ТМ-2 ($R = 0,4$ м, $a = 0,08$ м, $B_t = 2,2$ Тл, $I = 0,02$ МА) Е.П. Горбуновым и К.А. Разумовой при довольно большой величине запаса устойчивости, $q_a \approx 5$, впервые получен разряд, сохраняющий макроскопическую устойчивость в течение всего импульса тока, и идентифицирована наиболее опасная неустойчивость в токамаке — неустойчивость срыва [14].

Снижение радиационных потерь энергии и получение устойчивых режимов поставили на повестку дня вопрос о величине транспортного энергетического времени жизни плазмы $\tau_E = W/(P_{\text{heat}} - P_{\text{rad}} - dW/dt)$, где W — запас кинетической энергии плазмы, P_{heat} — мощность нагрева, P_{rad} — мощность радиационных потерь. Эти исследования проводились в основном на установках ТМ-2 (ТМ-3 после модернизации 1966 г.) и Т-3 (Т-3А после модернизации 1967 г.). Усреднённая по сечению шнура сумма электронной и ионной температур $\langle T_e + T_i \rangle$ в этих экспериментах определялась по результатам измерений диамагнитного сигнала (К.А. Разумова на ТМ-2, С.В. Мирнов на Т-3А) и многоканальных интерферометрических измерений плотности электронов (Е.П. Горбунов). На основании этих данных получен первый в истории токамаков закон подобия для энергетического времени жизни плазмы, известный как ГМС-скейлинг² или скейлинг Мирнова [15], более поздняя редакция

которого имеет вид $\tau_M = (0,05 - 0,15) f_L a I k^{0,5}$ ($f_L \sim 1$ для L-моды и $f_L \sim 2$ для H-моды). Этот скейлинг с точностью $\approx 50\%$ предсказывает величины τ_E и в сегодняшних токамаках. Проводилось также сравнение величин τ_E , полученных в этих экспериментах, с так называемым бомовским временем $\tau_B \approx 8a^2(eB/\kappa T_e)$, характерным для турбулентной плазмы. Как было объявлено Л.А. Арцимовичем на Второй конференции Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) в Калэме (1965 г.) [16], величины τ_E в токамаках оказались втрое выше бомовских значений, наблюдавшихся тогда в большинстве экспериментов. В 1967 г. в докладе В.С. Стрелкова на 2-м совещании по удержанию плазмы (Принстон, США) были представлены результаты с величинами τ_E в токамаках, до 10 раз превышающими τ_B , тогда как измерения на стеллараторе "С"³ давали хорошее согласие с бомовским временем [17]. Измерения энергетического спектра быстрых нейтральных атомов на установке Т-3 указывали на максвелловский характер спектра и давали значения ионной температуры в несколько сотен электронвольт для центральных областей плазменного шнуря (М.П. Петров).

Год спустя на конференции МАГАТЭ в Новосибирске (1968 г.) были представлены результаты дальнейших экспериментов на Т-3А с величинами τ_E , превышающими бомовское время до 50 раз [18]. Участник этих экспериментов С.В. Мирнов так описывает последовавшие события [19]: «Столь важный результат требовал тщательной проверки. Там же, в Новосибирске, между руководителем Калэмской лаборатории (Англия) Б. Плизом и Л.А. Арцимовичем было достигнуто окончательное соглашение о проведении совместного советско-англий-

² ГМС-скейлинг — сокращение, составленное по первым буквам фамилий всех авторов статьи [15].

³ Стелларатор — тороидальная бестоковая магнитная ловушка, в которой требуемая для удержания плазмы магнитная конфигурация, в отличие от таковой в токамаке, создается токами во внешних проводниках.

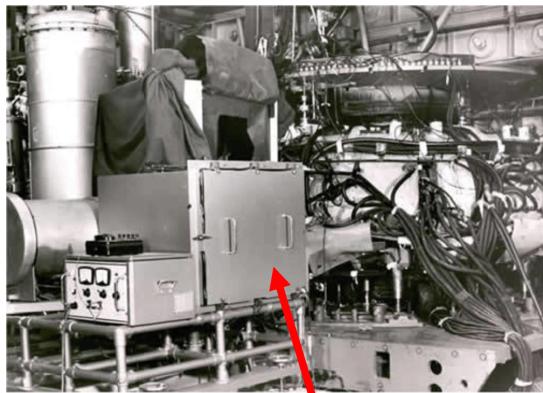


Рис. 2. Английская аппаратура (указана стрелкой) для измерения электронной температуры в Т-3А методом томсоновского рассеяния света лазера (1968–1969 гг.).

ского эксперимента по лазерному зондированию на Т-3А. Весною 1969 г. из Калэма на Т-3А прибыла группа экспериментаторов во главе с Н. Пикоком вместе с экспериментальной аппаратурой. К ним присоединились: сотрудник Калэма, работавший по обмену на Т-3А, Д. Робинсон и от советской стороны В.В. Санников. Именно им, Д. Робинсону и В.В. Санникову, удалось в июле 1969 г., перестроив английский лазер в режим "гигантского импульса", впервые прорваться через шумовой фон плазмы и зарегистрировать сигнал рассеянного лазерного излучения, что обеспечило успех эксперимента» (рис. 2). Измеренные радиальные профили электронной температуры показали, что температура основной массы электронов в центре плазменного шнуря достигает ≈ 1 кэВ. Эти результаты, доложенные на 2-м Международном симпозиуме по удержанию плазмы в тороидальных системах осенью 1969 г. в Дубне, почти совпали с диамагнитными [20, 21]. Тем самым были развеяны сомнения скептиков в правильности интерпретации экспериментальных данных, полученных на токамаках, и дубненский симпозиум прошёл под знаком полного триумфа токамаков.

Параллельно с лазерными измерениями температуры электронов на Т-3А проводились измерения интенсивности нейтронного излучения в экспериментах на дейтерии. Абсолютная величина потока нейтронов и характер его изменения во времени позволили сделать вывод о том, что в 1969 г. на токамаке Т-3А впервые была получена физическая термоядерная реакция [22].

4. Эксперименты 1970–1990 гг.

После дубненского симпозиума в мире начался "токамачный" бум. Если до 1969 г. вне СССР была построена только одна установка типа токамак — LT-3 в Канберре (Австралия) с довольно скромными параметрами ($R = 0,4$ м, $a = 0,1$ м, $B_t = 1$ Тл и $I = 0,033$ МА), то в последующие годы токамаки были сооружены в 29 странах, включая США, Японию, большинство европейских стран, а также Канаду, Индию, Китай, Южную Корею, Иран, Ливию, Египет и др. В 1970 г. в Принстоне (США) стелларатор С переделывают в токамак ST. Всего в мире до настоящего времени было построено более 200 токамаков, в том числе 31 в СССР и России, 30 в США, 32 в Европе и 27 в Японии [23].

В 1970 г. в Курчатовском институте была построена установка Т-6 ($R = 0,7$ м, $a = 0,25$ м, $B_t = 1,5$ Тл, $I = 0,27$ МА). В этой установке медный кожух размещался внутри сильфоновой вакуумной камеры из нержавеющей стали. На внутреннюю поверхность кожуха был напылён слой золота для снижения притока примесей в плазму. Было показано, что уменьшение зазора между плазмой и проводящим кожухом повышает магнитогидродинамическую (МГД) устойчивость плазмы. Так, при $d/a \leq 1,2 - 1,3$ (d — радиус сечения кожуха) была продемонстрирована возможность получения разрядов без неустойчивости срыва при $q_a \approx 1,2 - 1,3$, правда, с ухудшенным энергетическим временем жизни плазмы. Изменения возмущений полоидального магнитного поля вне плазмы с высоким пространственным ($\sim 15^\circ$) и временным (~ 1 мкс) разрешением показали (впервые), что неустойчивость срыва (большой срыв) начинается с нарастания винтовой гармоники с $m = 2$, которую сменяют быстро нарастающие гармоники с $m = 3$ и $m = 4$ [24]. В Т-6 торoidalный соленоид состоял из 32 катушек, что обеспечивало низкий уровень гофрировки магнитного поля. Оказалось, что при низком начальном давлении газа ток в плазме переносился убегающими электронами с энергией 10–500 кэВ, тогда как температура основной плазмы оставалась низкой, $T_e \sim T_i \approx 10$ эВ [25]. Предыонизация газа или создание локальной магнитной пробки с амплитудой $\sim 2\%$ переводили разряд в нормальное состояние.

В 1971 г. в Курчатовском институте была построена самая мощная в то время установка Т-4 ($R = 0,9$ м, $a = 0,16$ м, $B_t = 5,0$ Тл, $I = 0,25$ МА), которая заменила установку Т-3А. На Т-4 впервые был использован углеродный лимитер. Благодаря увеличению тока и магнитного поля и использованию углеродного лимитера на этой установке были достигнуты величины электронной температуры ≈ 3 кэВ и ионной температуры $\approx 0,65$ кэВ.

В 1971 г. в ФТИ им. А.Ф. Иоффе (Санкт-Петербург) был сооружён токамак ТУМАН-2 ($R = 0,40$ м, $a = 0,08$ м, $B_t = 1,2$ Тл, $I = 0,08$ МА) с круглым сечением, ограниченным диафрагмой. На установке исследовался нагрев плазмы с помощью её адиабатического сжатия нарастающим тороидальным магнитным полем. В 1976 г. после реконструкции установки тороидальное магнитное поле и ток в плазме были увеличены до 1,5 Тл и 0,012 МА соответственно. Эксперименты по адиабатическому сжатию были продолжены, и установка получила название ТУМАН-2А.

В 1972 г. на установке ТМ-3 ($R = 0,4$ м, $a = 0,08$ м, $B_t = 2,5$ Тл и $I = 0,1$ МА) были проведены первые эксперименты по нагреву плазмы с помощью электронного циклотронного резонанса (ЭЦР) [26].

В 1972 г. была запущена установка ТО-1 ($R = 0,6$ м, $a = 0,13$ м, $B_t = 1,5$ Тл, $I = 0,07$ МА), на которой впервые была применена система обратных связей для стабилизации положения плазменного шнуря по большому радиусу [27]. В 1976 г. была введена в строй установка ТО-2 с двумя тороидальными диверторами и с системой нагрева плазмы и генерации тока ионными бернштейновскими волнами.

В 1972 г. Л.А. Арцимович и В.Д. Шафранов показали, что в токамаках с вытянутым по вертикали поперечным сечением неоклассическая ионная теплопроводность должна быть ниже, чем в токамаках с круглым сечением [28].

Экспериментальные исследования влияния формы поперечного сечения плазмы на характеристики разряда были проведены в Курчатовском институте на токамаках Т-8 (1973 – 1978 гг.) и Т-9 (1973 – 1976 гг.).

В установке Т-8 ($R = 0,28$ м, $a = 0,05$ м, $B_t = 0,9$ Тл, $I = 0,024$ МА) [29] форма плазмы задавалась совместным влиянием проводящего кожуха с эллиптическим поперечным сечением, лимитера и токов в квадрупольных обмотках, управляемых системой обратных связей. Максимальная величина эллиптичности плазмы, полученная в этих экспериментах, составляла $\kappa_{\max} \approx 1,6$. При увеличении эллиптичности наблюдалось возрастание времени удержания энергии в плазме, примерно пропорциональное κ^2 . На установке Т-9 ($R = 0,36$ м, $a = 0,07$ м, $B_t = 1,0$ Тл, $I = 0,04$ МА) [30] была продемонстрирована возможность получения устойчивых режимов с $\kappa_{\max} \approx \approx 2,0$ в лимитерной конфигурации. Установка Т-12, сооружённая на базе Т-9, была оборудована двухнуклевым полоидальным дивертором. На этой установке, а также на её дальнейших модификациях (Т-13, ТВД (Токамак Вытянутый с Дивертором)), исследовалась устойчивость плазменного шнура относительно смещения по вертикали и разрабатывались методы управления положением шнура.

В 1975 г. установка Т-6 была преобразована в Т-11: число магнитных катушек было уменьшено до 24 для обеспечения возможности тангенциальной инжекции пучков быстрых нейтральных атомов. На внутренней поверхности медного кожуха был смонтирован молибденовый лайнер. Вначале проводилась дегазация системы посредством её прогрева при температуре 400 – 450 °С, затем лайнер подвергался обработке тлеющим разрядом (впервые на токамаках) сначала в криptonе, затем в гелии. После такой обработки величина эффективного заряда ионов Z_{eff} в омических разрядах в дейтерии составляла около единицы. По результатам исследований термоизоляции плазмы в режимах омического нагрева был предложен скейлинг для электронной теплопроводности, известный как скейлинг Мережкина – Муховатова или скейлинг Т-11. В 1976 г. на установке Т-11 впервые в СССР были проведены эксперименты по нагреву плазмы нейтральной инжекцией мощностью $\approx 0,6$ МВт [31]. В 1983 г. в связи с началом сооружения установки Т-15 установку Т-11 переместили в Филиал института атомной энергии (ФИАЭ) им. И.В. Курчатова (ныне Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований (ТРИНИТИ), г. Троицк), где она после реконструкции получила название Т-11М. В последние годы на этой установке ведутся исследования литиевых технологий для ослабления взаимодействия плазмы со стенками камеры и лимитером [32].

В 1975 г. в Курчатовском институте был запущен крупный токамак Т-10 (рис. 3) с параметрами: $R = 1,5$ м, $a = 0,39$ м, $B_t = 4,0$ Тл, $I = 600$ кА [33]. На Т-10 был установлен гиротронный комплекс мощностью до 2 МВт для ЭЦР-нагрева плазмы. При ЭЦР-нагреве в Т-10 впервые была получена плазма с центральной электронной температурой ≈ 10 кэВ, которая лишь вдвое ниже той, которая ожидается в термоядерном реакторе. Впервые была продемонстрирована возможность генерации тока с помощью ЭЦР и был изучен ряд физических явлений в плазме, определяющих её удержание.

Практически одновременно с Т-10 в США создаются две установки: PLT (Princeton Large Torus) [34], почти

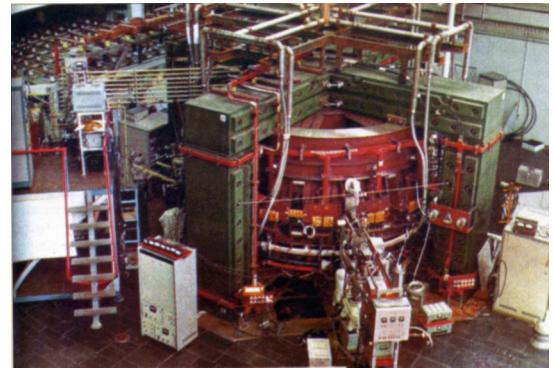


Рис. 3. Токамак Т-10 сразу после сборки (1975 г.).

таких же размеров, как Т-10, и "Alcator" [35] меньших размеров, но с более сильным продольным магнитным полем, $B \leq 10$ Тл. В 1978 г. на PLT осуществлён нагрев ионов с помощью инжекции пучков нейтральных атомов и получена ионная температура $T_i \approx 5$ кэВ.

В 1976 г. в ФТИ был сооружён токамак ТУМАН-3 ($R = 0,55$ м, $a = 0,23$ м, $B_t = 1,0$ Тл, $I = 0,15$ МА) с возможностью адиабатического сжатия плазмы и высокочастотного нагрева.

Установка ТМГ ($R = 0,4$ м, $a = 0,078$ м, $B_t = 3,2$ Тл, $I = 0,082$ МА) [36], созданная на основе ТМ-3, явилась первым токамаком с графитовой первой стенкой. Было показано, что оптимальная температура разрядной камеры из графита составляет ≈ 350 °С, когда химическое распыление несущественно. При этих условиях параметры плазмы на установке ТМГ оказались близкими к полученным в токамаках с металлической разрядной камерой.

В 1979 г. в Институте им. И.В. Курчатова была построена установка Т-7 — первый токамак с тороидальной магнитной обмоткой из сверхпроводника NbTi ($R = 1,2$ м, $a = 0,3$ м, $B_t = 3$ Тл, $I = 0,3$ МА). Т-7 был оснащён электронно-циклotronным и нижнегибридным методами нагрева.

В 1982 г. на токамаке ASDEX (Axially Symmetric Divertor EXperiment) в Институте Макса Планка (г. Гархинг, Германия) в диверторном режиме при достаточно высокой мощности дополнительного нагрева впервые получен переход разряда в режим так называемой Н-моды (High mode) с улучшенным временем удержания энергии за счёт образования транспортного барьера на границе плазмы [37].

Строительство всё более крупных установок продолжалось в США, Европе, Японии и СССР. В 1983 г. введены в строй TFTR (Tokamak Fussion Test Reactor) в Принстоне (США) и JET (Joint European Torus) в Калэмэ (Англия). Эти установки имели нейтронную защиту, которая позволяла работать с интенсивными дейтерий-тритиевыми (DT) реакциями. Самые крупные токамаки — это JET и японский токамак JT-60, последняя модификация которого, JT-60U, введена в строй в 1991 г. Обе установки имеют вытянутое по вертикали поперечное сечение плазмы и однонулевым дивертором (рис. 4).

В 1986 г. в США (Сан Диего) вводится в строй токамак DIII-D ($R = 1,66$ м, $a = 0,67$ м, $B_t = 2,2$ Тл, $I = 3$ МА), который может работать как с однонулевым, так и с двухнуклевым дивертором. Установка оснащена двадцатью полоидальными обмотками с независимым

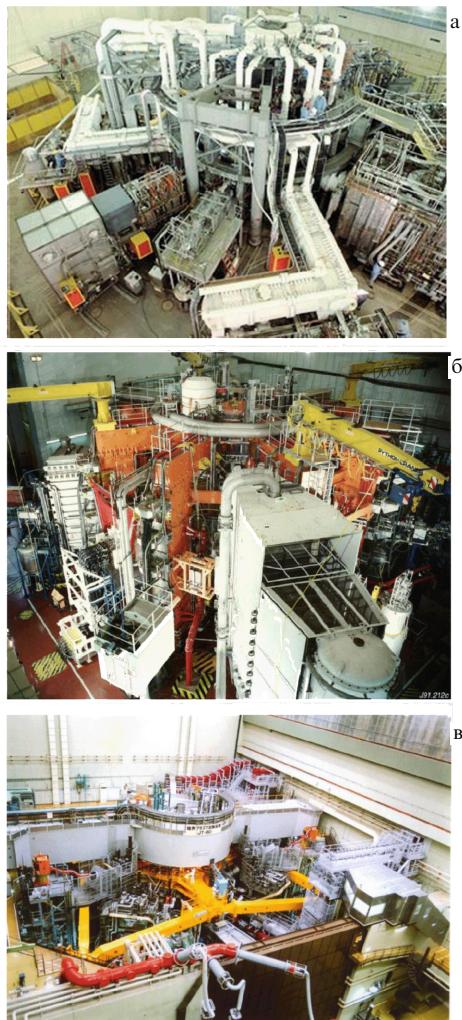


Рис. 4. Три крупнейших токамака с тёплыми обмотками: (а) TFTR (1983–2002 гг.), $R = 2,4$ м, $a = 0,8$ м, $B_t = 6$ Тл, $I = 3$ МА, $P_{\text{ICRH}} = 11$ МВт, $P_{\text{NBI}} = 39$ МВт; (б) JET (после 1992 г.), $R = 2,96$ м, $a/b = 0,96/2,1$ м, $a = 0,96$ м, $B_t = 4$ Тл, $I = 6$ МА, $P_{\text{ICRH}} = 12$ МВт, $P_{\text{NBI}} = 24$ МВт, $P_{\text{LH}} = 7$ МВт; (в) JT-60U (1991–2010 гг.), $R = 3,4$ м, $a = 1$ м, $B_t = 4,2$ Тл, $I = 5$ МА, $P_{\text{ECRH}} = 4$ МВт, $P_{\text{ICRH}} = 10$ МВт, $P_{\text{NBI}} = (40 + 10)$ МВт, $P_{\text{LH}} = (8–12)$ МВт [22]: (ICRH — Ion Cyclotron Resonance Heating; ECRH — Electron Cyclotron Resonance Heating, NBI — Neutral Beam Injection Heating, LH — Low Hybrid Heating).

питанием, что позволяет оптимизировать форму поперечного сечения шнуря (эллиптичность, треугольность, квадратичность) и стабилизировать неустойчивость,

локализованную на границе плазмы. Суммарная мощность систем дополнительного нагрева составляет ≈ 30 МВт. На этой установке была достигнута рекордно высокая для обычных токамаков величина параметра $\beta = 8\pi \langle p \rangle / B_t^2 = 12,5\%$. На установке проводится обширная программа физических исследований в поддержку ИТЭР [38]. Эта установка является в настоящее время самым крупным токамаком в США.

В 1988 г. завершено сооружение двух крупных установок со сверхпроводящими магнитными катушками: "Tore-Supra" с катушками из NbTi ($R = 2,25$ м, $a = 0,7$ м, $B_t = 4,5$ Тл, $I = 2$ МА) в Кадараше (Франция) и T-15 с катушками из Nb₃Sn ($R = 2,4$ м, $a = 0,7$ м, $B_t = 3,6$ Тл, $I = 1$ МА) в Институте им. И.В. Курчатова. В этих установках круглое поперечное сечение шнуря ограничивалось диафрагмами (рис. 5).

В 1989 г. на установке ТУМАН-3 была получена Н-мода в режиме омического нагрева. Переход в Н-моду инициировался подачей электрического потенциала на периферийный зонд. Переход в Н-моду можно было также инициировать коротким импульсом поддува газа, быстрым поджатием плазмы по малому радиусу или инъекцией пеллеты. Максимальная величина τ_E в Н-моде оказалась на порядок выше, чем в обычном омическом режиме [39]. Зависимости τ_E от B , I и n_e оказались близкими к наблюдаемым на крупных установках в Н-моде при дополнительном нагреве большой мощности в отсутствие неустойчивости, локализованной на границе плазмы. Авторы связывают эти результаты с образованием транспортных барьеров на границе плазмы и во внутренней зоне в области, где $dq/dr \sim 0$.

5. Прогресс в экспериментальных исследованиях на токамаках в последние 20 лет

Наиболее впечатляющим событием явилось получение значительной термоядерной мощности в экспериментах с дейтерий-тритиевой плазмой на токамаках TFTR (11 МВт, 1994 г.) и JET (16 МВт, 1997 г.) (рис. 6) [40]. Максимальная величина $Q = P_{\text{fus}}/P_{\text{aux}}$, достигнутая на установке JET, составила $\approx 0,65$. Эти результаты были зарегистрированы в режимах с горячими ионами, $T_i \gg T_e$, которые не типичны для реактора. В реакторноподобном Н-режиме на установке JET с $T_i \approx T_e$ в длительном импульсе (≈ 5 с) получена термоядерная мощность $P_{\text{fus}} = 3–5$ МВт. Аналогичные результаты получены на установке JT-60U в дейтериевых разрядах: рассчитанная для DT-плазмы эквивалентная величина

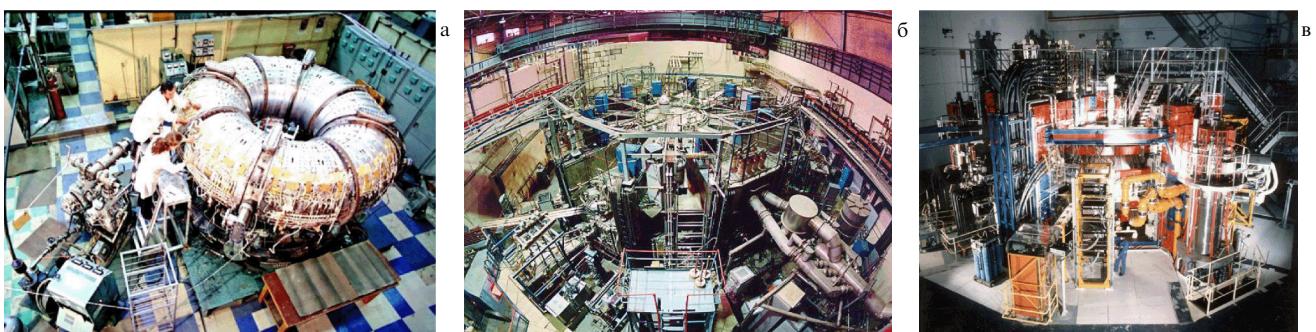


Рис. 5. Токамаки со сверхпроводящими обмотками: (а) сборка сверхпроводящих обмоток токамака T-7, (б) T-15, (в) "Tore-supra" [23].

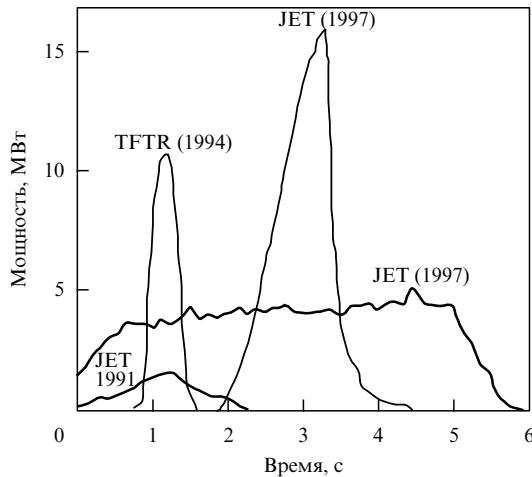


Рис. 6. Термоядерная мощность, полученная в DT-экспериментах на установках TFTR (Принстон, США) и JET (Калэм, Англия) [40].

Q_{eqv} достигала $\approx 1,25$ в коротком импульсе при $T_i \gg T_e$ и $\approx 0,5$ в квазистационарном режиме [41].

На рисунке 7 показаны значения фактора $M = n_i(0) T_i(0) \tau_E$ в зависимости от $T_i(0)$, полученные в экспериментах на ряде токамаков [42]. Заштрихованные области значений M на рисунке соответствуют расчётым значениям $Q = 0,1, 1,0$ и ∞ для DT-плазмы. Если в соответствии со сказанным выше исключить данные JET и TFTR с $T_i(0) \gg T_e$ и учесть, что режим зажигания DT-реакции при $T_i(0) \approx 30$ кэВ требует значения $M \approx 100$, то из рисунка видно, что дистанция в единицах ΔM от режимов с лучшими квазистационарными разрядами в установках JET и JT-60U до режима с зажиганием DT-реакции составляет 20–30.

На рисунке 8 показана максимальная термоядерная мощность, измеренная в DT-разрядах, или эквивалент-

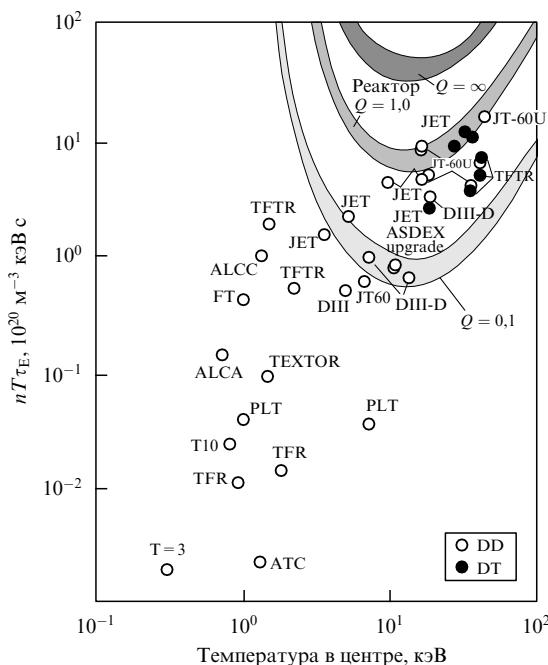


Рис. 7. Экспериментальные значения $nT\tau_E$ в зависимости от центральной ионной температуры. Показаны зоны с величинами $Q \equiv P_{\text{fus}}/P_{\text{aux}} = 0,1, 1,0$ и ∞ [42].

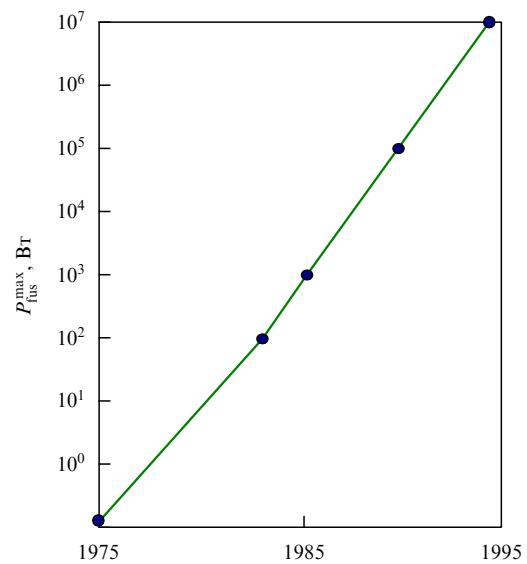


Рис. 8. Динамика роста мощности термоядерного синтеза, произведённого в различных экспериментальных установках на протяжении 20 лет (1975–1995 гг.) [19].

ная мощность, рассчитанная по параметрам DD-плазмы в различных токамаках, P_{fus}^{\max} , как функция календарного времени в интервале с 1975 г. по 1995 г. [19]. Видно, что за двадцать лет P_{fus}^{\max} увеличилась в 10^8 раз. Это было достигнуто благодаря сооружению новых, более крупных установок и их оснащению более мощным дополнительным нагревом. После получения рекордно высоких по мощности импульсов на установках JET и JT-60U дальнейшего возрастания P_{fus}^{\max} не произошло. Новые сверхпроводящие установки, сооружённые в течение последнего десятилетия, которые имеют меньшие размеры по сравнению с размерами JET и JT-60U, ориентированы не на достижение высоких значений P_{fus}^{\max} , а на получение и исследование стационарных разрядов. Дальнейшее повышение величины P_{fus}^{\max} (в 30–50 раз по сравнению с достигнутой в JET и TFTR) должно произойти после выхода ИТЭР на проектные параметры, т.е. около 2027 г.

Важными задачами в последние 20 лет были улучшение и анализ международных баз экспериментальных данных по различным разделам физики токамаков и получение на их основе эмпирических скейлингов, используемых для калибровки теоретических моделей и предсказания параметров плазмы в будущих установках.

В качестве примера на рис. 9 показана зависимость энергетического времени жизни плазмы τ_E^{exp} для H-режимов в 14 различных установках от времени жизни, предсказываемого эмпирическим скейлингом IPB98(y,2), основанном на анализе данных с восьми установок [40]:

$$\tau_E^{\text{H98}(y,2)} = 0,0562 I^{0,93} B^{0,15} n^{0,41} P^{-0,69} R^{1,97} \kappa^{0,78} \varepsilon^{0,58} M_i^{0,19},$$

где $\kappa = V/2\pi^2 Ra^2$, $\varepsilon = a/R$, τ_E измеряется в секундах, единицы измерения I — [MA], B — [Тл], n — [10^{19} м^{-3}], P — [МВт], M_i — [а.е.м.].

Видно достаточно хорошее согласие экспериментальных величин τ_E^{exp} с предсказаниями скейлинга при изменении τ_E^{exp} примерно в 400 раз. Показана также величина $\tau_E = 3,4$ с, необходимая в ИТЭР для получения $Q \sim 10$ в

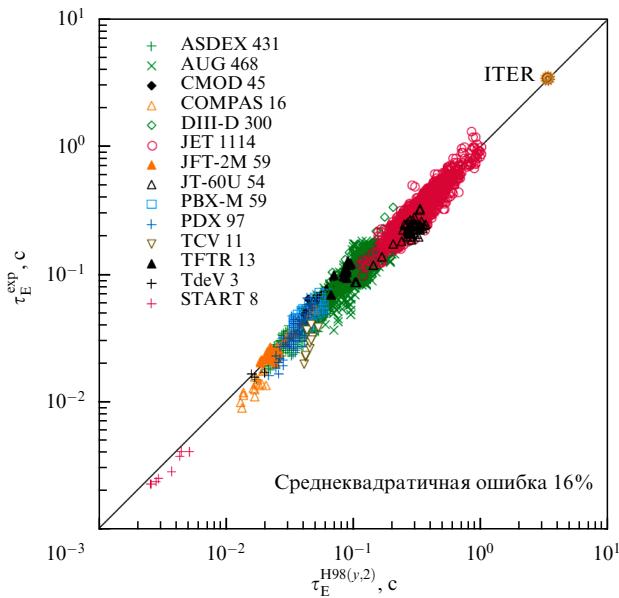


Рис. 9. Сравнение времени удержания тепловой энергии плазмы τ_E^{exp} в Н-режиме для 14 токамаков, указанных на рисунке, с эмпирическим скейлингом $\tau_E^{\text{H98}(y,2)}$.

индуктивном режиме при токе в плазме 15 МА и термоядерной мощности ≈ 500 МВт.

Продолжали сооружаться новые экспериментальные установки. В 1991 г. в Германии (г. Гархинг) был сооружён токамак ASDEX upgrade ($R = 1,6$ м, $a = 0,5\text{--}0,8$ м, $B_t = 3,9$ Тл, $I = 2$ МА) с D-образным сечением и однонулевым дивертором. На этой установке впервые получена улучшенная Н-мода с внутренним транспортным барьером. В 2009 г. на ней продемонстрирована возможность получения плазмы с высокими параметрами в камере с вольфрамовой стенкой при нагреве плазмы пучками быстрых нейтральных атомов [43]. Обнаружены трудности с получением устойчивых разрядов в такой камере из-за высокого притока атомов вольфрама при использовании ионно-циклотронного нагрева плазмы.

В 1991 г. в Англии (Калэм) был сооружён небольшой токамак START [44] ($R = 0,3$ м, $R/a = 1,25$, $B_t = 0,5$ Тл, $I = 0,3$ МА) с довольно мощным инжекционным нагревом (≈ 1 МВт). На ней была достигнута рекордная величина $\beta = 8\pi\langle p \rangle / B_t^2 \approx 40\%$. Этот установка относится к классу так называемых сферических токамаков. В 1999 г. были запущены три более крупных сферических токамака: MAST ($R/a = 1,4$, $R = 0,85$ м, $B_t = 0,4$ Тл, $I = 1,4$ МА) в Англия (г. Калэм), NSTX ($R/a = 1,4$, $R = 0,85$ м, $B_t = 0,38$ Тл, $I = 1,4$ МА) в США (г. Принстон) и "Глобус-М" ($R/a = 1,5$, $R = 0,36$ м, $B_t = 0,38$ Тл, $I = 0,25$ МА, b/a до 1,8) в ФТИ (Санкт-Петербург) [45].

Главный параметр, отличающий сферические токамаки от обычных токамаков, — существенно меньшее аспектное отношение ($R/a = 1,3\text{--}1,8$). С этим связаны основные привлекательные свойства сферических токамаков — компактность, более высокий предел по β и более мягкая неустойчивость срыва. Однако уменьшение аспектного отношения приводит к дополнительным техническим трудностям по сравнению с обычными токамаками. К ним относится отсутствие места для размещения нейтронной защиты в центральной зоне установки, следовательно, невозможность использования сверхпроводников для тороидального соленоида и

центрального полоидального контура при работе с DT-плазмой. Из-за малого запаса вольт-секунд в центральном соленоиде возникают трудности с индуктивным стартом разряда.

В настоящее время изучается возможность безындуктивного старта разряда и стационарного поддержания тока в сферических токамаках, в частности, анализируются перспективы замыкания токов в катушках тороидального соленоида вдоль вертикальной оси системы с помощью струи жидкого металла или плазменного столба, создаваемого Z-пинчом. Продолжаются исследования поведения плазмы в сферических токамаках и обсуждаются достоинства и недостатки их использования в качестве термоядерного реактора и/или в качестве термоядерного источника нейтронов.

В течение последнего десятилетия сооружены три сверхпроводящие токамака с D-образной формой сечения плазмы и дивертором, предназначенные для исследования разрядов длительностью до 300–1000 с: EAST — Experimental Advanced Superconducting Tokamak ($R = 1,7$ м, $a = 0,4$ м, $B_t = 3,5$ Тл, $I = 1$ МА) в Китае (г. Хефэй) [46]; KSTAR — Korea Superconducting Tokamak Advance Research ($R = 1,8$ м, $a = 0,5$ м, $B_t = 3,5$ Тл, $I = 2$ МА) в Южной Корее (г. Даеджон) [47]; SST-1 ($R = 1,1$ м, $a = 0,2$ м, $B_t = 3$ Тл, $I = 0,22$ МА) в Индии (г. Гандхинагар) [48]. В Японии (г. Нака) сооружается крупный сверхпроводящий токамак JT-60SA ($R = 3,16$ м, $a = 1,02$ м, $B_t = 2,7$ Тл, $I = 5,5$ МА) с двухнулевым дивертором и длительностью площадки тока в плазме ~ 100 с (совместный проект Евросоюза и Японии) [49]. Эксперименты на этих установках будут сфокусированы на получении физической и технологической информации, необходимой для оптимизации и контроля стационарных разрядов в ИТЭР и ДЕМО (DEMOstration Power Plant, DEMO).

Другие важные результаты, полученные в течение последних десятилетий, включают:

1. Обнаружение "гибридного" режима с улучшенным удержанием энергии по сравнению с таковыми при стандартной Н-моде, на которую рассчитан импульсный режим работы ИТЭР. Улучшенный гибридный режим, если его удастся реализовать в ИТЭР, позволит получить проектные параметры плазмы при меньшем токе в плазме и поддерживать их в течение нескольких тысяч секунд.

2. Повышение предельного давления плазмы и, следовательно, предельной термоядерной мощности в реакторе благодаря стабилизации неоклассической тиринг-неустойчивости с помощью сфокусированного пучка микроволнового излучения, корректирующего профиль тока в плазме, и подавлению неустойчивости, связанной с конечным сопротивлением стенки, с помощью компенсации рассеянных магнитных полей и создания переменного магнитного поля заданной конфигурации, управляемого системой с обратной связью.

3. Обнаружение режимов с периферийным транспортным барьером без вспышек неустойчивости на границе плазмы (ELM-free Quiescent H-mode) и демонстрация подавления этой неустойчивости посредством резонансных возмущений магнитного поля и её ослабления с помощью инжекции водородных таблеток.

4. Значительные успехи в разработке методов раннего оповещения о развитии неустойчивости срыва в токамаке и методов смягчения её последствий.

В России в последние 10–15 лет эксперименты проводились на шести токамаках: Т-10 в Курчатовском институте, Т-11М в ТРИНИТИ и на установках "Глобус-М", ТУМАН-3М, ФТ-1 (до 2006 г.) и ФТ2 в ФТИ. Самый крупный российский токамак Т-15, сооружённый в Курчатовском институте в 1988 г., был законсервирован в 1995 г. из-за недостаточного финансирования.

6. Развитие теории плазмы в токамаках

С 1951 г. теоретическими исследованиями по управляемому термоядерному синтезу в ЛИПАНе руководил М.А. Леонтович. Основанная М.А. Леонтовичем теоретическая школа стала лидером в теории высокотемпературной плазмы на долгие годы.

Российскими учёными созданы теории равновесия, процессов переноса, магнитогидродинамических и кинетических неустойчивостей плазмы, теория турбулентных процессов в плазме, теория атомных процессов и излучения, заложены теоретические основы методов нагрева плазмы и генерации тока. Б.Б. Кадомцев заложил основы теории явлений переноса (диффузии и теплопроводности) в турбулентной плазме. В.Д. Шафранов является автором работ по теории равновесия и устойчивости плазмы в магнитных полях токамака. Он получил уравнение равновесия плазмы в двухжидкостной плазмостатике (уравнение Грэда–Шафранова), ставшее основой теории равновесия плазмы в осесимметричных магнитных конфигурациях, и вывел критерий устойчивости плазменного шнура с током в магнитном поле, известный как критерий Крускала–Шафранова.

В 1967 г. А.А. Галеевым и Р.З. Сагдеевым [8] создана так называемая "неоклассическая" теория переносов, учитывающая наличие в плазме особой группы частиц, запертых между участками силовых линий с усиленным вследствие тороидальности магнитным полем. Было показано, что в разреженной высокотемпературной плазме запертые частицы играют определяющую роль в столкновительных процессах переноса тепла и частиц.

Результаты теоретических исследований публиковались в сборниках *Вопросы теории плазмы*. Всего с 1963 г. по настоящее время было выпущено 24 тома. Первые 18 томов издавались на русском и английском языках, а последние 5 томов — только на английском. Недавно принято решение переиздать сборники (с 19-го по 24-й том) на русском языке в НИЦ "Курчатовский институт", а последующие тома издавать на русском языке с последующим переводом на английский под руководством академика Е.П. Велихова.

В настоящее время разработка теории и расчётно-теоретическое моделирование ведутся по всем ключевым проблемам физики токамаков, в том числе в рамках поддержки программы ИТЭР, включая направления:

- начальная стадия разряда;
- удержание и транспортные процессы;
- устойчивость (МГД, турбулентность);
- неустойчивость срыва, разработка методов её подавления и минимизации вредных последствий;
- физика пристеночной плазмы;
- физика управляемого разряда (интегрированные сценарии, многопараметрическое управление плазмой, физика энергичных частиц и т.д.);
- способы нагрева и поддержания тока плазмы;
- интегрированное моделирование разрядов.

7. Проекты Т-20 и ИНТОР

К 1975 г. в СССР был подготовлен эскизный проект установки реакторного масштаба Т-20 ($R = 5,0$ м, $a = 2$ м, $B_t = 3,5$ Тл, $I = 6$ МА, $n = 0,5 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$, $T = 10$ кэВ, $P_{\text{fus}} = 0,5$ ГВт, $q = 2,3$), которую планировалось ввести в строй в 1985 г. Т-20 предполагалось разместить в г. Сосновый Бор, недалеко от Ленинградской атомной электростанции, в новом центре для испытаний экспериментальных термоядерных реакторов ГИСТР (Государственная испытательная станция термоядерных реакторов) [10]. На сооружение Т-20 и строительство ГИСТР планировалось затратить сумму, эквивалентную 2 млрд долларов США. Однако позднее планы были пересмотрены, и вместо Т-20 и ГИСТР было решено построить около десяти менее амбициозных термоядерных объектов, таких как токамаки Т-15 и ТСП и ловушки ДОЛ (длинная открытая ловушка) и ГОЛ (гофрированная открытая ловушка).

В 1979 г. по инициативе советских учёных в МАГАТЭ была создана международная рабочая группа с целью изучения возможности создания термоядерного реактора на основе системы токамак. Группа должна была определить программные и технические цели, а также параметры установки и оценить существующий научно-технический базис для создания на международной основе термоядерного реактора, который должен продемонстрировать техническую возможность получения энергии от термоядерного синтеза и который являлся бы наиболее разумным шагом вслед за созданием установок Т-15 в СССР, JT-60 в Японии, JET в Европе и TFTR в США. Участники группы из СССР, США, Японии и Европейского сообщества подготовили отчёт по оценке научно-технического базиса и пришли к выводу, что этот базис достаточен для проектирования и сооружения в десятилетний срок Международного токамака-реактора ИНТОР (INternational TOkamak Reactor, INTOR). Основные характеристики этого реактора: $R = 5,2$ м, $a = 1,3$ м, $b/a = 1,6$, $B_t \leq 5,5$ Тл, $I \leq 6$ МА, $\langle n_e \rangle = 1,4 \times 10^{14} \text{ см}^{-3}$ и $T = 10$ кэВ. В отличие от Т-20, ИНТОР должен был иметь дивертор и вытянутое по вертикали поперечное сечение плазмы.

Проект ИНТОР не был реализован, но результаты почти 10-летней работы участников проекта сыграли важную роль при разработке проекта ИТЭР.

8. ИТЭР и ДЕМО

В ноябре 1985 г. Е.П. Велихов от имени СССР предложил создать токамак нового поколения с участием СССР, Европы, США и Японии. В 1986 г. в Женеве было достигнуто соглашение о совместном проектировании установки, которая должна продемонстрировать научную и технологическую осуществимость использования термоядерных реакций в мирных целях. В течение трёх лет, с 1988 г. по 1990 г., силами советских, американских, японских и европейских учёных и инженеров была проведена концептуальная проработка проекта термоядерного реактора, получившего название ИТЭР (рис. 10). Проект был ориентирован на достижение самоподдерживающейся термоядерной реакции ($Q = \infty$) в DT-плазме с $P_{\text{fus}} \approx 1$ ГВт в индуктивном режиме и получение $Q \approx 7$ при $P_{\text{fus}} \approx 0,75$ ГВт в стационарном режиме [50].

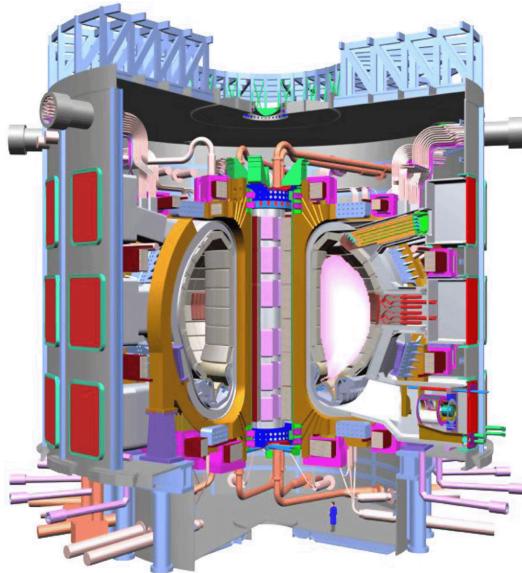


Рис. 10. Полоидальный разрез реактора ИТЭР. Для оценки размеров ИТЭР в нижней части рисунка изображён силуэт человека.

В июле 1992 г. было подписано четырёхстороннее (ЕС, Россия, США, Япония) соглашение о разработке инженерного проекта ИТЭР. Инженерный проект был завершён в 1998 г. В процессе работы над проектом

некоторые параметры установки были изменены по сравнению с принятymi в концептуальном проекте. В частности, двухнулевой дивертор был заменён однонулевым, объём плазмы и термоядерная мощность в индуктивном режиме были увеличены в 2 и 1,4 раза соответственно при практически неизменных величинах магнитного поля и тока в плазме.

В январе 1999 г. США по решению Конгресса вышли из проекта ИТЭР. Конгресс США мотивировал это решение слишком высокой стоимостью проекта [10]. ЕС, Россия и Япония продолжили работу над проектом с целью снижения его стоимости. В 2001 г. второй, уменьшенный и примерно вдвое более дешёвый, вариант технического проекта был завершён. В 2003 г. США вновь стали участвовать в проекте. К проекту подключились также Китай и Южная Корея, а в 2005 г. — Индия. В мае 2006 г. в Брюсселе участники консорциума подписали соглашение о начале практической реализации проекта в 2007 г. Первый этап строительства должен завершиться к 2018 г. Первую плазму в ИТЭР планируется получить в конце 2019 г. Полномасштабные эксперименты с DT-плазмой предполагается начать в 2027 г.

Окончательный вариант ИТЭР рассчитан на получение DT-плазмы с $P_{\text{fus}} = 400 - 500$ МВт и $Q \geq 10$ в индуктивном режиме с длительностью импульса около 500 с. Должна быть также исследована возможность достижения "контролируемого горения" DT-плазмы, т.е. режимов с $Q > 30$. Важной задачей ИТЭР остаются экспери-

Таблица 2. Сравнение проектных параметров ИТЭР [51] и одного из вариантов ДЕМО [52]

Параметр	ИТЭР		ДЕМО Стационарный режим ($\geq 10^6$ с)
	Индуктивный режим	Стационарный режим ($\geq 3 \times 10^3$ с)	
Ток в плазме I , МА	15	9	15
Магнитное поле на оси плазмы B_t , Тл	5,3	5,18	6,8
Максимальное поле на сверхпроводнике B_{\max} , Тл	11,8	11,8	14,6
Малый радиус плазмы a , м	2	1,85	2,1
Большой радиус плазмы R , м	6,2	6,35	6,5
Температура ионов на оси плазмы $T_i(0)$, кэВ	23	25	45
Запас МГД-устойчивости q_{95} на радиусе $r = 0,95a$	3,0	5,2	5,3
Отношение $\langle n_e \rangle$ к пределу Гринвальда, $\langle n_e \rangle / n_G$	0,85	0,75	1,0
Фактор улучшения удержания $H_{H98(y,2)}$	1,0	1,4	1,3
$\beta_N = \beta(100aB/I)$	1,8	3,0	3,9
Доля бутстрэп-тока f_{BS}	0,15	0,5	0,79
Безиндуктивная доля тока f_{NI}	0,21	1	1
Термоядерная мощность P_{fus} , МВт	400	350	3000
Мощность нагрева плазмы $P_{\text{heat}} = P_\alpha + P_{\text{aux}}$, МВт	120	140	654
Тепловая энергия плазмы W_{th} , МДж	320	290	1215
Доля радиационных потерь энергии $f_{\text{rad}} = P_{\text{rad}} / P_{\text{heat}}$	0,5	0,57	0,86
$Q = P_{\text{fus}} / P_{\text{aux}}$	10	5	54
Частота срывов $f_{\text{disruption}}$	$\sim 0,1$ (за импульс)	$\sim 0,1$ (за импульс)	≤ 1 (в год)

менты с безындуктивным поддержанием тока в квазистационарном режиме с длительностью импульса ≈ 3000 с при $Q \geq 5$, представляющие большой интерес для проектирования первой опытной термоядерной электростанции — ДЕМО. Другой важной задачей ИТЭР является проведение ядерно-технологических испытаний, необходимых для проектирования ДЕМО. ИТЭР должен продемонстрировать совместную работу всех технологических систем, необходимых для ДЕМО, и испытать модули для наработки трития. Параметры ИТЭРа в индуктивном и стационарном режимах и одного из вариантов ДЕМО с $P_{\text{fus}} = 3$ ГВт приведены в табл. 2 [51, 52].

Удивительно, что объём плазмы (950 м^3) и напряжённость продольного магнитного поля (5 Тл) в проекте Сахарова (см. табл. 1) практически совпали с аналогичными параметрами проекта ИТЭР (831 м^3 и 5,3 Тл). В то же время другие параметры этих проектов существенно различаются. Например, величина продольного тока в проекте Сахарова в 75 раз ниже, чем в проекте ИТЭР. Сегодня мы знаем, что величина тока в проекте Сахарова могла бы быть увеличена до $\approx 2,8$ МА без нарушения гидромагнитной устойчивости плазмы при значении коэффициента запаса $q_a = 5B_t a^2/(IR) \approx 3$, принятом в проекте ИТЭР. Для того чтобы избежать неустойчивости срыва по предельной плотности, средняя плотность плазмы должна удовлетворять эмпирическому скейлингу Гринвальда $n [10^{20} \text{ м}^{-3}] < I [\text{МА}] / (\pi a^2) [\text{м}^2]$, из которого следует, что даже при скорректированном токе $I = 2,8$ МА плотность плазмы должна быть примерно на порядок ниже, чем в проекте Сахарова. Соответственно примерно на два порядка при неизменной температуре должна снизиться мощность термоядерного энерговыделения. Таким образом, ни о какой самоподдерживающейся термоядерной DD-реакции в данной системе не может быть и речи, однако при использовании DT-смеси эта система представляла бы значительный интерес, хотя и не столь большой, как ИТЭР, ввиду неоптимальной формы поперечного сечения плазмы и отсутствия дивертора. Этот комментарий иллюстрирует использование знаний, добытых термоядерным сообществом на тернистом пути, указанном А.Д. Сахаровым и И.Е. Таммом 60 лет назад.

9. Новый этап в развитии работ по токамакам в России

Потеря ведущих позиций в физике и технологии токамаков существенно снижает возможности России в освоении термоядерной энергетики. Восстановлению этих позиций будет способствовать принятый в рамках Федеральной целевой программы план создания современного диверторного токамака на основе модернизации комплекса Т-15 (табл. 3). Ввод в действие в 2015 г. нового токамака позволит не только проводить актуальные исследования в поддержку программы ИТЭР, но и послужит важным шагом на пути создания источника термоядерных нейтронов для гибридных систем.

Экспериментальная программа нового токамака будет охватывать широкий диапазон исследований, включая решение следующих задач.

- Физическое и технологическое обоснование демонстрационного термоядерного источника нейтронов (ТИН).

Таблица 3. Основные параметры модернизированного токамака Т-15

Аспектное отношение	2,2
Ток плазмы I_p , МА	2,0
Большой радиус тора R , м	1,48
Вытянутость сечения плазмы, κ	1,9
Треугольность плазмы, δ	0,3–0,5
Конфигурация плазмы	SN
Длительность разряда, с	5–10
Тороидальное поле на оси плазмы B_t , Тл	2,0
Зapas потока в соленоиде $\Delta\Psi_{CS}$, Вб	6
Мощность инъекции нейтралов, МВт	9
Мощность сверхвысокочастотного (СВЧ) нагрева, МВт	6
Мощность ионно-циклotronного (ИЦ) нагрева, МВт	6
Мощность нижнегибридного (НГ) нагрева, МВт	4

- Достижение высоких значений β_N как путь к ущемлению термоядерных реакторов при одновременном обеспечении высокой плотности и температуры.

- Управление профилем тока и давления как путь к увеличению β_N и времени удержания τ_E .

- Реализация режимов улучшенного удержания с внутренним и внешним транспортными барьерами.

- Изучение возможности реализации режимов с высокими значениями β и n_e в условиях стационарного разряда с полностью неиндукционным током.

- Оптимизация дивертора и исследование влияния периферийной плазмы на глобальные характеристики плазменного разряда.

- Осуществление контроля над устойчивостью, равновесием, нагревом и удержанием высокотемпературной плазмы в режиме реального времени.

- Исследование взаимодействия плазмы с различными материалами, включая графит, вольфрам и литий.

- Использование нового токамака как стенда, на котором будут отрабатываться такие системы, как стационарные инжекторы нейтралов, стационарные системы высокочастотного, сверхвысокочастотного и нижнегибридного нагрева плазмы, испытываемые материалы и технологии первой стенки и дивертора и др.

В настоящее время проект нового токамака на основе модернизации комплекса Т-15 уже разработан, и с 2012 г. начнётся его изготовление (рис. 11).

Известно, что А.Д. Сахаров и И.Е. Тамм рассматривали МТР в качестве мощного источника нейтронов для наработки искусственного делящегося вещества. Эта идея возродилась в 70-х годах прошлого века в виде так называемых гибридных реакторов, разработка концепции которых проводилась под руководством Е.П. Велихова, И.Н. Головина и В.В. Орлова. Однако по различным причинам работы по гибридным реакторам в СССР и США были остановлены.

В настоящее время интерес к гибридным системам, в том числе на базе токамаков, вновь возродился. В соответствии с разработанными и принятыми планами работ по УТС в России, кроме участия в проекте ИТЭР, в

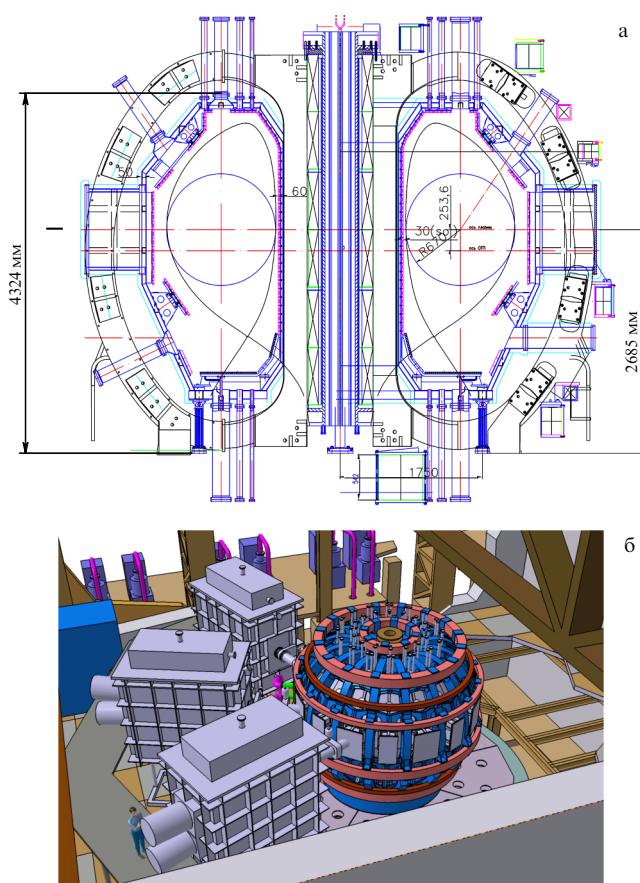


Рис. 11. Поперечное сечение (а) и размещение модернизированного токамака Т-15 в экспериментальном зале (б).

течение 15–20 лет должен быть разработан и создан промышленный источник термоядерных нейтронов на основе токамака как для наработки топлива и трансмутации высокоактивных продуктов ядерных реакций, так и для научных и технологических целей. Новый токамак в Курчатовском институте можно рассматривать как водородный прототип нейтронного источника.

Таким образом, на основе огромного объема результатов экспериментальных и теоретических исследований токамаков и связанных технологических разработок физики и инженеры в России возвращаются к первоначальным идеям А.Д. Сахарова.

10. Заключение

Исследования магнитной термоизоляции плазмы, инициированные 60 лет назад⁴ А.Д. Сахаровым и И.Е. Таммом, достигли уровня, позволившего в течение 1990–2010 гг. спроектировать на основе токамака и приступить к сооружению Международного термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР). Предполагается, что ИТЭР выйдет на проектные параметры в индуктивном режиме с $P_{\text{fus}} = 0,4–0,5 \text{ ГВт}$ и $Q \geq 10$ в 2027 г. Далее должно последовать получение и исследование режимов большой длительности ($\geq 3000 \text{ с}$) с $Q \geq 5$, представляющих большой интерес для экстраполяций к DEMO.

⁴ Ранняя история исследований по управляемому термоядерному синтезу (УТС) представлена и опубликована в работах [53–61].

Российская Федерация входит в число семи стран-участниц Международного соглашения по сооружению ИТЭР. Она участвует в проектировании и изготовлении деталей и узлов установки, разработке и изготовлении диагностических систем и систем контроля, в разработке сценариев разряда и в моделировании физических процессов в плазме ИТЭРа.

Создание в Курчатовском институте современного токамака с дивертором на основе модернизированного комплекса Т-15 позволит проводить широкий круг исследований в поддержку ИТЭРа, разрабатывать водородные прототипы термоядерного источника нейтронов и готовить специалистов в области управляемого термоядерного синтеза.

Благодарности. Автор выражает благодарность за помощь в подготовке статьи В.С. Муховатову, К.А. Разумовой, В.С. Стрелкову и Л.К. Кузнецовой.

Список литературы

1. Сахаров А Д *Воспоминания Ч. 1* (М.: Альфа – книга, 2011) Гл. 9
2. Сахаров А Д, в сб. *Физика плазмы и проблема управляемых реакций* Т. 1 (Отв. ред. М А Леонтьевич) (М.: Изд-во АН СССР, 1958) с. 20 [Sakharov A D, in *Plasma Physics and the Problem of Controlled Thermonuclear Reactions* Vol. 1 (Ed. M A Leontovich) (New York: Pergamon Press, 1961)]; Сахаров А Д УФН **93** 564 (1967)
3. Тамм И Е, в сб. *Физика плазмы и проблема управляемых реакций* Т. 1 (Отв. ред. М А Леонтьевич) (М.: Изд-во АН СССР, 1958) с. 3 [Tamm I E, in *Plasma Physics and the Problem of Controlled Thermonuclear Reactions* Vol. 1 (Ed. M A Leontovich) (New York: Pergamon Press, 1961)]
4. Тамм И Е, в сб. *Физика плазмы и проблема управляемых реакций* Т. 1 (Отв. ред. М А Леонтьевич) (М.: Изд-во АН СССР, 1958) с. 31 [Tamm I E, in *Plasma Physics and the Problem of Controlled Thermonuclear Reactions* Vol. 1 (Ed. M A Leontovich) (New York: Pergamon Press, 1961)]
5. Будкер Г И, в сб. *Физика плазмы и проблема управляемых реакций* (Отв. ред. М А Леонтьевич) Т. 1 (М.: Изд-во АН СССР, 1958) с. 68 [Budker G I, in *Plasma Physics and the Problem of Controlled Thermonuclear Reactions* Vol. 1 (Ed. M A Leontovich) (New York: Pergamon Press, 1961)]
6. Pfirsch D, Schlüter A, Report PI/PA/7/62 (Munich: Max-Planck Institute, 1962)
7. Шафранов В Д *Атом. энергия* **19** (2) 120 (1965) [Shafranov V D *Atom. Energy* **19** 1008 (1965)]
8. Галеев А А, Сагдеев Р З *ЖЭТФ* **53** 348 (1967) [Galeev A A, Sagdeev R Z *Sov. Phys. JETP* **26** 233 (1968)]
9. Безбаченко А Л и др., в сб. *Физика плазмы и проблема управляемых реакций* (Отв. ред. М А Леонтьевич) Т. 4 (М.: Изд-во АН СССР, 1958) с. 116 [Bezbachenko A L, in *Plasma Physics and the Problem of Controlled Thermonuclear Reactions* Vol. 4 (Ed. M A Leontovich) (New York: Pergamon Press, 1961)]
10. Голубчиков Л Г *ИТЭР. Решающий шаг* (М.: МИФИ, 2004)
11. Долгов-Савельев Г Г и др., в сб. *Труды 2-й Международ. конф. по мирному использованию атомной энергии, Женева, 1958. Доклады советских ученых* (М.: Атомиздат, 1959) с. 85
12. Васильевский В С и др. *ЖТФ* **30** 1137 (1960)
13. Долгов-Савельев Г Г и др. *ЖЭТФ* **38** 394 (1960) [Dolgov-Savel'ev G G *Sov. Phys. JETP* **11** 287 (1960)]
14. Горбунов Е П, Разумова К А *Атом. энергия* **15** (5) 363 (1963) [Gorbunov E P, Razumova K A *Atom. Energy* **15** 1105 (1964)]
15. Gorbunov E P, Mirnov S V, Strelkov V S *Nucl. Fusion* **10** 43 (1970)
16. Artsimovich L A, in *Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Intern. Conf.* Vol. 2 (Vienna: IAEA, 1966) p. 595
17. Арцимович Л А и др. *Атом. энергия* **22** 259 (1967) [Artsimovich L A et al. *Atom. Energy* **22** 325 (1967)]
18. Artsimovich L A, in *Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Intern. Conf.* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1969) p. 157

19. Мирнов С В *Энергия из воды* (М.: Тровант, 2008); <http://www.triniti.ru/Art/Mirnov1.pdf>
20. Peacock N J et al. *Nature* **224** 488 (1969)
21. Анашин А М и др. *ЖЭТФ* **60** 2092 (1971) [Anashin A M et al. *Sov. Phys. JETP* **33** 1127 (1971)]
22. Арцимович Л А и др. *ЖЭТФ* **61** 575 (1971) [Artsimovich L A et al. *Sov. Phys. JETP* **34** 306 (1972)]
23. All-the-World's Tokamaks, <http://www.tokamak.info>
24. Власенков В С и др., in *Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Intern. Conf.* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1975) p. 33
25. Vlasenkov V S et al. *Nucl. Fusion* **13** 509 (1973)
26. Аликаев В В и др. *Письма в ЖЭТФ* **15** 41 (1972) [Alikayev V V et al. *JETP Lett.* **15** 27 (1972)]
27. Artemenkov L I et al., in *6th Eur. Conf. on Controlled Fusion and Plasma Physics, Moscow, USSR, July 30–August 4, 1973* Vol. 1 (Dubna: JINR, 1973) p. 153
28. Арцимович Л А, Шафранов В Д *Письма в ЖЭТФ* **15** 72 (1972) [Artsimovich L A, Shafranov V D *JETP Lett.* **15** 51 (1972)]
29. Доброхотов Е И и др. *Письма в ЖЭТФ* **31** 663 (1980) [Dobrokhотов Е I et al. *JETP Lett.* **31** 625 (1980)]
30. Bortnikov A V et al., in *6th Eur. Conf. on Controlled Fusion and Plasma Physics, Moscow, USSR, July 30–August 4, 1973* Vol. 1 (Dubna: JINR, 1973) p. 165
31. Vlasenkov V S et al., in *Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Proc. 7th Intern. Conf., Innsbruck, 1978* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1979) p. 211
32. Mirnov S V et al. *Nucl. Fusion* **51** 073043 (2011)
33. Berlizov A V et al., in *Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Proc. 6th Intern. Conf., Berchtesgaden, 1976* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1977) p. 3
34. Grove D et al., in *Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Proc. 6th Intern. Conf., Berchtesgaden, 1976* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1977) p. 21
35. Apgar E et al., in *Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Proc. 6th Intern. Conf., Berchtesgaden, 1976* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1977) p. 247
36. Dobrokhотов Е J et al., in *11th Eur. Conf. on Controlled Fusion and Plasma Physics, Aachen, 5–9 September 1983* Vol. 1 (Geneva: European Physical Society, Plasma Physics Division, 1983) p. 369
37. Wagner F et al. *Phys. Rev. Lett.* **49** 1408 (1982)
38. Doyle E J et al. *Nucl. Fusion* **50** 075005 (2010)
39. Andrejko M V et al. *Plasma Phys. Control. Fusion* **36** A165 (1994)
40. ITER Physics Basis Editors *Nucl. Fusion* **39** 2137 (1999) p. 2143
41. Kamada Y et al. *Fusion Sci. Technol.* **42** 185 (2002)
42. Unterberg B, Samm U *Trans. Fusion Sci. Technol.* **41** 415 (2006)
43. Gruber O et al. *Nucl. Fusion* **49** 115014 (2009)
44. Sykes A et al. *Plasma Phys. Control. Fusion* **39** B247 (1997)
45. Гусев В К и др. *ЖТФ* **69** (9) 58 (1999) [Gusev V K et al. *Tech. Phys.* **44** 1054 (1999)]
46. Wan B et al. (for the EAST and HT-7 Teams and Intern. Collab.) *Nucl. Fusion* **49** 104011 (2009)
47. Park Y S et al. *Nucl. Fusion* **51** 053001 (2011)
48. Pradhan S and SST-1 Team *20th IAEA Fusion Energy Conf. (1–6 FT3-4Rb)* (2004)
49. Kamada Y et al. *Nucl. Fusion* **51** 073011 (2011)
50. ITER Physics, ITER Documentation Series No. 21 (Vienna: IAEA, 1991)
51. Mukhovatov V et al. *Nucl. Fusion* **47** S404 (2007)
52. Tobita K et al. *Fusion Eng. Design* **81** 1151 (2006)
53. Кадомцев Б Б "От МТР до ИТЭР" *УФН* **166** 449 (1996) [Kadomtsev B B "From MTR to ITER" *Phys. Usp.* **39** 419 (1996)]
54. Шафранов В Д "Первый период истории термоядерных исследований в Курчатовском институте" *УФН* **171** 877 (2001) [Shafranov V D "The initial period in the history of nuclear fusion research at the Kurchatov Institute" *Phys. Usp.* **44** 835 (2001)]
55. Шафранов В Д *Ненаучные труды* (М.: РНЦ "Курчатовский институт", изд-во "Тровант", 2009)
56. Бондаренко Б Д "Роль О.А. Лаврентьева в постановке вопроса инициирования исследований по управляемому термоядерному синтезу в СССР" *УФН* **171** 886 (2001) [Bondarenko B D "Role played by O A Lavrent'ev in the formulation of the problem and the initiation of research into controlled nuclear fusion in the USSR" *Phys. Usp.* **44** 844 (2001)]
57. Гончаров Г А "К пятидесятилетию начала исследований в СССР возможности создания термоядерного реактора" *УФН* **171** 894 (2001) [Goncharov G A "The 50th anniversary of the beginning of research in the USSR on the potential creation of a nuclear fusion reactor" *Phys. Usp.* **44** 851 (2001)]
58. Гончаров Г А "Из Архива Президента Российской Федерации" *УФН* **171** 902 (2001) [Goncharov G A "From the Archive of the President, Russian Federation (USSR Council of Ministers Resolution)" *Phys. Usp.* **44** 859 (2001)]
59. Сахаров А Д "Отзыв А.Д. Сахарова на работу О.А. Лаврентьева" *УФН* **171** 908 (2001) [Sakharov A D "A D Sakharov's referee report on O A Lavrent'ev's paper" *Phys. Usp.* **44** 865 (2001)]
60. Мирнов С В "Академик Б.Б. Кадомцев и Международный термоядерный экспериментальный реактор ИТЭР" *УФН* **179** 767 (2009) [Mirnov S V "Academician B B Kadomtsev and the International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER)" *Phys. Usp.* **52** 725 (2009)]
61. Путвинский С В "Возможна ли будущая мировая энергетическая система без ядерного синтеза?" *УФН* **168** 1235 (1998) [Putvinskii S V "Can the future world energy system be free of nuclear fusion?" *Phys. Usp.* **41** 1127 (1998)]

Tokamaks: from A.D. Sakharov to nowadays (the 60 year tokamak history)

E.A. Azizov

National Research Centre "Kurchatov Institute",
pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russian Federation
E-mail: azizov@nfi.kiae.ru

The paper is prepared on the basis of the report presented at the Session of Physical Division of RAS in the P.N. Lebedev Physical Institute of the Russian Academy of Sciences, 25 May 2011, devoted to the 90-year jubilee of Academician Andrei D. Sakharov — the initiator of the controlled nuclear fusion research work in the USSR. The 60-year history of plasma research work in toroidal devices with a longitudinal magnetic field suggested by Andrei D. Sakharov and Igor E. Tamm in 1950 for confinement of fusion plasma and known at present as tokamaks is described in brief. The recent (2010) agreement between Russia, the EU, the USA, Japan, China, Korea and India on the joint construction of the International thermonuclear reactor (ITER) in France on the basis of tokamak concept is discussed. Prospects for the tokamak as a thermonuclear (14 MeV) neutron source are examined.

PACS numbers: **01.65.+g, 28.52.-s, 52.55.Fa**

DOI: 10.3367/UFNr.0182.201202j.0202

Bibliography — 61 references

Received 9 September 2011

Uspekhi Fizicheskikh Nauk **182** (2) 202–215 (2012)

Physics – Uspekhi **55** (2) (2012)