

## К 75-ЛЕТИЮ СО ДНЯ РОЖДЕНИЯ А.Д. САХАРОВА

## От МТР до ИТЭР

Б.Б. Кадомцев

*В 1950 г. А.Д. Сахаров и И.Е. Тамм выдвинули основополагающую идею магнитной термоизоляции высокотемпературной плазмы и предложили концепцию магнитного термоядерного реактора МТР. Исследования в этом направлении породили обширную программу "Токамак". Благодаря многолетним упорным усилиям ученых и инженеров многих стран мира достигнута возможность создания термоядерного реактора. Проект Международного Термоядерного Экспериментального Реактора ИТЭР разрабатывается в настоящее время на основе сотрудничества Европейского сообщества (Евроатома), России, США и Японии. Целью реактора ИТЭР является демонстрация научной и технической возможности мирного использования энергии ядерного синтеза. В основу этого реактора положена концепция токамака.*

PACS numbers: 52.55.Fa

## Содержание

1. Введение (449).
  2. Плазма токамака (452).
  3. Проект ИТЭР (455).
  4. Заключение (457).
- Список литературы (458).

## 1. Введение

В среде физиков имя А.Д. Сахарова связано прежде всего с термоядерным синтезом — управляемым и неуправляемым. Над управляемым термоядерным синтезом А.Д. Сахаров начал размышлять в 1950 г. под влиянием заявки О.А. Лаврентьева об удержании электронов и ионов разреженной плазмы с помощью электростатических полей. А.Д. Сахарову вскоре стало ясно, что вместо электростатического поля нужно использовать гораздо более сильное и более стабильное магнитное поле. Так родилась идея магнитной термоизоляции высокотемпературной плазмы для получения медленно протекающей управляемой термоядерной реакции.

Идея магнитной термоизоляции была живо поддержана И.Е. Таммом, и в 1950 г. были выполнены три работы [1, 2], в которых достаточно подробно проанализированы физические аспекты магнитного термоядер-

ного реактора сокращенно МТР. Магнитное поле может сильно влиять на траектории заряженных частиц — они как бы навиваются на силовые линии в виде винтовых линий. Если средний ларморовский радиус ионов  $\rho_i$  значительно меньше поперечного размера плазмы  $a$ , то частице потребуется испытать очень много кулоновских рассеяний, прежде, чем она диффузионным образом сможет достигнуть границы плазмы. Поэтому при больших размерах плазмы ее удержание может быть достаточным для протекания самоподдерживающейся термоядерной реакции.

В так называемой большой модели [2] самоподдерживающаяся D–D (дейтерий–дейтерий) реакция осуществлялась (теоретически) при следующих параметрах плазмы: малый радиус тороидального "бублика"  $a = 2$  м, большой радиус  $R = 12$  м, магнитное поле  $B_f = 5$  Тл. При температуре в центре плазмы  $T_0 = 100$  кэВ (миллиард градусов) и плотности  $n_0 = 3 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$  расчетная термоядерная мощность  $P_f$  составляла около 1,7 ГВт в объеме около  $10^3 \text{ м}^3$ . Интересно сразу же отметить, что в ИТЭР самоподдерживающаяся реакция достигается в объеме вдвое большем и не в дейтериевой, а в гораздо более эффективной дейтерий–третиевой плазме при мощности около 1,5 ГВт. Настолько реальная плазма отличается от теоретического идеала. Но чтобы определить свойства реальной плазмы, потребовались многие годы упорных исследований на многих установках: малых и больших.

А.Д. Сахаров и И.Е. Тамм довольно быстро поняли, что простое тороидальное поле не может удержать плазму вследствие тороидального дрейфа частиц. Поэтому они предложили пропустить ток вдоль плазменного шнура — это был первый шаг к концепции токамака. Такая аббревиатура была предложена И.Н. Головиным и Н.А. Явлинским для более полного

**Б.Б. Кадомцев.** Российский Научный центр "Курчатовский институт", Институт ядерного синтеза, 123182, Москва, пл. Курчатова, 46  
Тел. (095) 196-98-14  
Факс: (095) 943-00-73  
E-mail: kadomtse@ufn.msk.su

Статья поступила 27 февраля 1996 г.

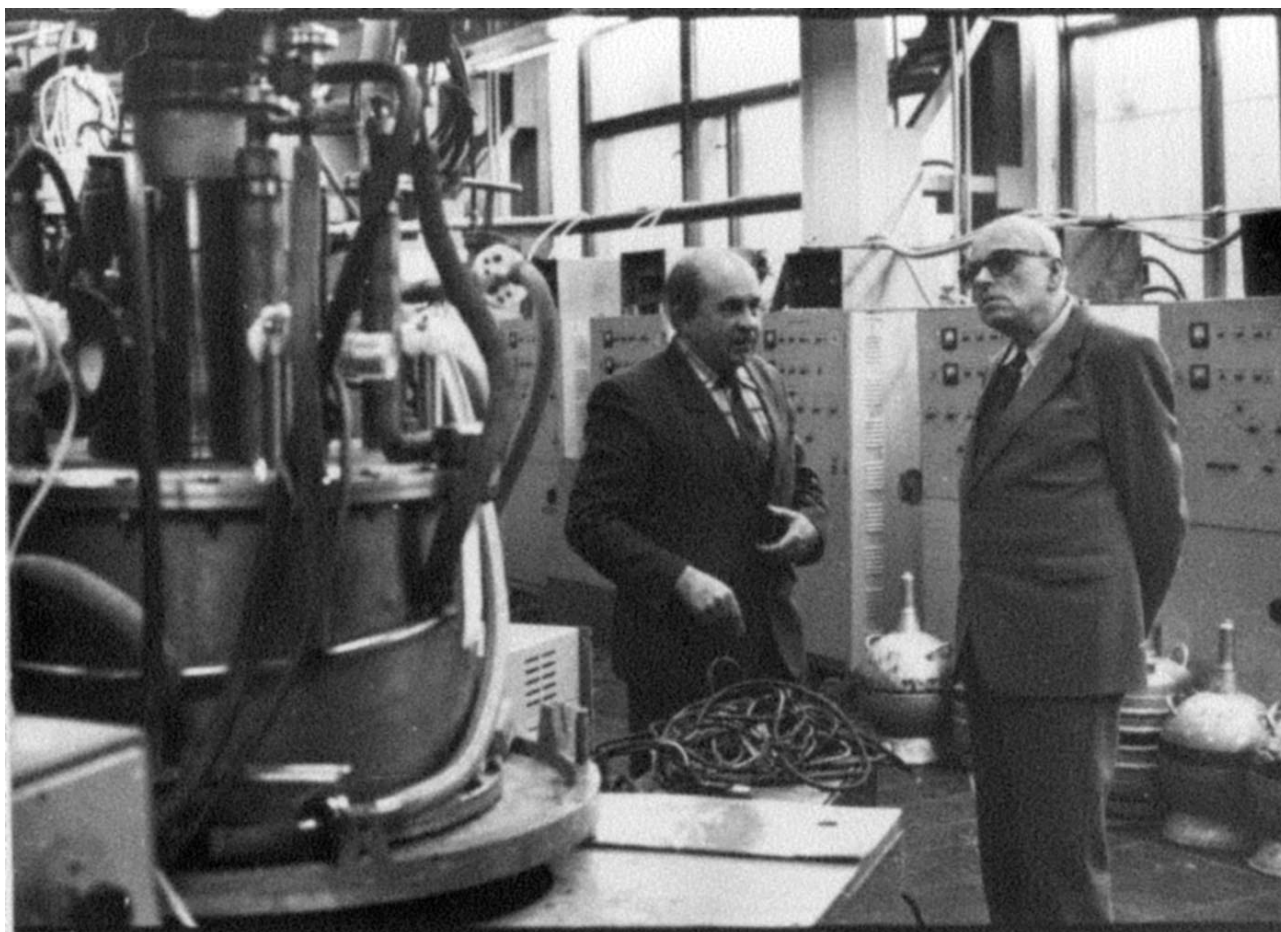
названия их установки — Тороидальная Камера с Магнитными Катушками (ТОКАМАК). А.Д. Сахаров и И.Е. Тамм подчеркнули также необходимость исследования неустойчивостей тороидальной плазмы. Соответствующие экспериментальные и теоретические исследования растянулись затем на десятилетия.

Первый шаг в этом направлении сделали М.А. Леонтович и В.Д. Шафранов [3, 4], исследовавшие крупномасштабные неустойчивости плазмы. Найденный В.Д. Шафрановым критерий устойчивости определил верхнюю границу по величине тока в плазме. Тем самым в грубых чертах была установлена операционная область по току и магнитному полю.

Плазма в токамаках поначалу была довольно грязной и обладала не очень высокой температурой. Но шаг за шагом постепенно и неуклонно шел прогресс, и плазма становилась более чистой и более горячей. С.И. Брагинский, В.Д. Шафранов и Н.А. Явлинский [5] привели теоретические соображения в пользу токамаков по сравнению с модными в то время стеллараторами, а на Новосибирской конференции МАГАТЭ 1968 г. Л.А. Арцимович сделал совершенно четкое заявление о том, что плазма в токамаках удерживается гораздо лучше, чем в стеллараторах. Вскоре после этого стелларатор S в Принстоне был переделан в токамак ST с гораздо лучшим удержанием плазмы, и в начале семидесятых годов токамаки стали сооружаться во многих лабораториях мира.

В 1967 г. А.А. Галеев и Р.З. Сагдеев [6] построили так называемую неоклассическую теорию переносов, учитывающую более детальную картину траекторий заряженных частиц в плазме токамака. Одно время казалось [7], что эта теория хорошо объясняет поведение ионов в токамаках, но впоследствии было показано, что процессы в плазме имеют гораздо более сложную природу. Но все же неоклассическая теория оказалась очень полезной для оценки минимально возможных потоков тепла и частиц, в том числе потоков примесей. И совсем неожиданно неоклассическая теория предсказала совершенно новый эффект — поддержание тока плазмы диффузией частиц к периферии [8–10]. Этот ток получил название бутстрэп-тока: термин навеян книгой Кэролла, в которой описан эпизод, когда Алиса поддерживала себя в воздухе, натягивая шнурки от ботинок. Бутстрэп-ток в токамаке создает реальную основу для достижения стационарного режима удержания плазмы в токамаке (в сочетании с генерацией тока высокочастотными волнами или пучками частиц).

К концу шестидесятых годов наступила кажущаяся ясность в понимании основных процессов в токамаке, в частности, в понимании неустойчивостей плазмы (впрочем, дальнейшие исследования показали, что реальная картина намного сложнее). Результаты этого этапа исследований были подведены в двух небольших статьях в "Успехах физических наук". В статье Л.А. Арцимовича [11] сообщалось об эксперименталь-



У гиротронного комплекса токамака Т-10 в институте атомной энергии им. И.В. Курчатова, 1987 г. (фотография Е.М. Макарова).

ных результатах, дающих основания для дальнейшего прогресса в получении более высоких параметров плазмы, и было указано на необходимость развития методов дополнительного (по сравнению с омическим) нагрева плазмы. А в статье Б.Б. Кадомцева [12] были приведены результаты классификации различных неустойчивостей [13] с оценкой их влияния на удержание плазмы. И хотя плазма оказывалась практически всегда неустойчивой по отношению к микронеустойчивостям дрейфового типа, соответствующие переносы не ставили непреодолимых преград на пути к реактору. По грубым оценкам величина произведения малого радиуса плазмы на величину тороидального поля должна была быть в реакторе не менее 10 м Тл (в ИТЭР это произведение примерно в полтора раза больше).

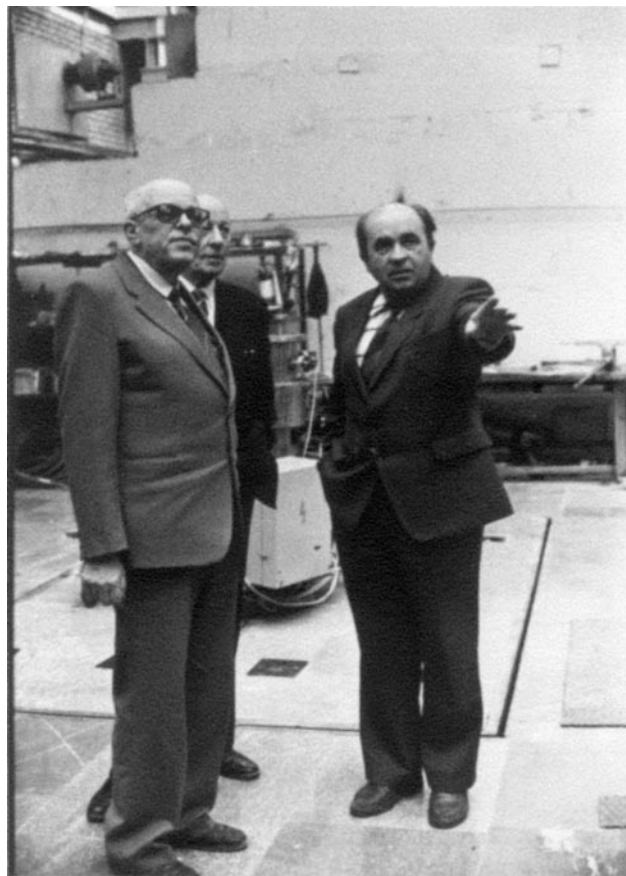
В 1975 г. вступили в строй два новых токамака — Т-10 (в СССР) и PLT (в США). На них при чисто омическом нагреве была получена плазма с температурой около 1 кэВ (т.е. десять млн градусов), и было показано, что параметры плазмы улучшаются с увеличением ее размеров. Тем самым открывался путь для дальнейшего прогресса в исследованиях.

Установки Т-10 и PLT стали дооборудоваться средствами дополнительного нагрева плазмы, а тем временем физики разных стран стали продумывать следующий шаг в термоядерных исследованиях. Естественной целью этого шага являлось создание плазмы с температурой и плотностью, необходимыми для термоядерного реактора (reactor-grade plasma). Так началась разработка пятерки крупнейших токамаков: TFTR в США, JET в Европейском Сообществе, JT-60 в Японии, Т-15 в СССР и Tore-Supra во Франции.

Уже на стадии разработки проектов много внимания было уделено вопросу о взаимной дополнителности разрабатываемых технологий и тех физических результатов, которые должны были быть получены на этих установках. Если на установках Т-10 и PLT объем плазмы не превышал 5 м<sup>3</sup>, то в установках нового поколения плазма была гораздо крупнее: около 25 м<sup>3</sup> в Т-15 и Tore-Supra, около 40 м<sup>3</sup> в TFTR, 60 м<sup>3</sup> в JT-60 и 160 м<sup>3</sup> в JET.

Токамаки TFTR, Т-15 и Tore-Supra имеют плазму круглого сечения, а в JET и JT-60 плазма имеет более привлекательную форму с вытянутым поперечным сечением и возможностью работы с дивертором. На двух из семейства больших токамаков — Т-15 и Tore-Supra — используются сверхпроводящие обмотки катушек тороидального магнитного поля: в Т-15 на основе перспективного интерметаллида ниобий-олово, а в Tore-Supra обмотки сделаны на основе ниобий-титана с охлаждением сверхтекучим гелием. Все установки оборудованы теми или иными средствами дополнительного нагрева плазмы.

Крупные токамаки стали вступать в эксплуатацию один за другим, начиная с первой половины 80-х годов, но на некоторых из них пришлось еще потратить немало усилий на усовершенствование оборудования и создание мощных средств дополнительного нагрева. Два токамака TFTR и JET — имеют возможность работать с дейтерий-третиевой плазмой и соответствующие эксперименты по получению D–T реакции были проведены в 90-х годах (возможность работы с D–T плазмой имеется также у отечественного токамака с сильным магнитным полем ТСП).



А.Д. Сахаров, С.Ю. Лукьянов и Б.Б. Кадомцев в зале токамака Т-15, 1987 г. (фотография Ю.Е. Макарова).

Вскоре после пуска установка PLT была оборудована инжектором быстрых нейтральных атомов и на ней была получена ионная температура 6,6 кэВ [14]. А позднее [15] на установке Т-10 была достигнута температура электронов в 10 кэВ с помощью гиротронов — генераторов сверхчастотных волн, созданных в Институте прикладной физики АН СССР. Стало ясно, что и с точки зрения нагрева плазмы больших препятствий нет. Заметим, что на установках последнего поколения (TFTR в США [16], JET в Европе [17] и JT-60U в Японии [18]) была получена температура плазмы 30–40 кэВ, что заведомо превышает величину 10–15 кэВ, необходимую для дейтерий-третиевого термоядерного реактора. А самым крупным шагом к реактору явилось получение термоядерной D–T реакции (с мощностью около 10 МВт) в американском токамаке TFTR [19].

Улучшение параметров плазмы токамака инициировало размышления о возможности разработки термоядерного реактора на базе токамака. Американский физик и инженер Д. Роуз неоднократно подчеркивал необходимость объединения международных усилий для решения сложнейшей проблемы создания термоядерного реактора. Вскоре такая возможность была реализована. В 1979 г. по инициативе Е.П. Велихова Международный совет по термоядерному синтезу рекомендовал генеральному директору Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) организовать международную рабочую группу по разработке проекта ИНТОР. В разработке проекта приняли участие ученые и

инженеры Европейского Сообщества, СССР, США и Японии.

Работа началась с оценки базы данных. Детальное их обсуждение показало, что накопленных знаний достаточно для начала разработки реактора, а по недостающим данным можно было сделать допущения, казавшиеся в то время вполне естественными и не требовавшими большой экстраполяции. В течение нескольких лет была разработана концепция реактора ИНТОР с параллельной работой по оптимизации проекта и анализом возможных улучшений концепции на базе новых идей.

С вступлением в строй новых токамаков в начале и середине 80-х годов стала поступать обширная информация с крупных (JET, TFTR) и средних (ASDEX, DIII-D, Alcator и др.) токамаков. Свежие результаты оказались довольно неожиданными: удержание плазмы с ее укрупнением не улучшалось так быстро, как это предсказывалось прямой экстраполяцией с установок меньших размеров. К счастью, в 1982 г. на установке ASDEX была обнаружена [20] мода улучшенного удержания плазмы, получившая название Н-моды (Н — high) в отличие от обычной L-моды (L — low). Н-мода возродила надежды на возможность создания реактора, но вместе с тем стало ясно, что концепция ИНТОР не оптимизирована с точки зрения новых знаний.

Прогресс в термоядерных исследованиях проходил на фоне крупных исторических событий. В середине 80-х годов в Советском Союзе началась перестройка, и после советско-американских и советско-французских переговоров на высшем уровне появилась тенденция к более тесному международному сотрудничеству в науке и технологии. Эта тенденция немедленно отразилась в сотрудничестве в области управляемого термоядерного синтеза (УТС). Уже в 1986 г. начались предварительные переговоры на техническом уровне, которые завершились в 1988 г. четырехсторонним соглашением о проведении работ по международному термоядерному экспериментальному реактору (ИТЭР) под эгидой МАГАТЭ. В соглашении были намечены фазы работы над проектом.

Первая фаза CDA (Conceptual Design Activity) продолжалась три года: с 1988-го по 1990 гг. За это время были определены основные параметры реактора, рассмотрена полная компоновка его основных и вспомогательных элементов, был проведен расчет механики конструкций и теплофизики реактора.

В 1992 г. началась фаза технического проектирования EDA (Engineering Design Activity). Между фазами CDA и EDA специальная международная рабочая группа еще раз рассмотрела проект и выдала свои рекомендации по основным целям и параметрам реактора. Фаза EDA должна закончиться в 1998 г. выпуском полной технической документации, достаточной для принятия решения о сооружении реактора.

Организация международного проекта оказалась структурно очень сложной. Центральная команда проекта расположена в Сан-Диего, США. Им помогают две команды в Германии и Японии, взявшие на себя разработку камеры с бланкетом и магнитной системы реактора. В России находится небольшая группа при председателе совета ИТЭР Е.П. Велихове. Ход проектирования регулярно анализируется Международным научно-техническим советом. Плюс к этому в каждой из стран-

участниц созданы домашние команды по разработке проекта.

Несмотря на достаточно сложную организационную структуру, работа над проектом идет четко и слаженно: каждый год сопровождается переработкой огромного количества информации и способствует более глубокой разработке проекта.

## 2. Плазма токамака

Токамаки первых поколений имели очень простую конструкцию (рис. 1). Это было что-то вроде большого трансформатора с железным сердечником и многovitковой первичной обмоткой. А в качестве вторичной обмотки служил короткозамкнутый плазменный виток, помещенный в вакуумную камеру. Точнее говоря, плазменный виток появлялся только после пробоя газа в тороидальной вакуумной камере при нарастании тока в первичной обмотке. Вдоль плазменного тороида с током  $I$  предварительно возбуждалось сильное тороидальное магнитное поле  $B$ , а ток создавал поле  $B_\theta = I/5a$  на краю шнура, где  $a$  — малый радиус плазменного витка (здесь используются единицы: тесла для магнитного поля, мегаамперы для тока и метры для линейных размеров).

В токамаке поле  $B_\theta$  обычно на порядок меньше  $B$ . Поскольку плазменный шнур имеет тенденцию раздуться вдоль большого радиуса, то соответствующую силу следует компенсировать дополнительным вертикальным магнитным полем [21]. Обмотки 4 на рис. 1 для создания поперечного поля называют катушками полоидального магнитного поля. Для поддержания тока в плазме следует создавать продольное вихревое электрическое поле  $E_{||} = U/2\pi R$ , где  $U$  — напряжение обхода,  $R$  — большой радиус плазменного витка. Так как это поле поддерживается за счет нарастания тока в первичной обмотке, то почти во всех токамаках плазма создается только на сравнительно короткое время, т.е. в виде коротких импульсов тока.

Ток, протекающий по плазме, разогревает ее до высоких температур, обычно это миллионы градусов. А для протекания интенсивной термоядерной реакции требуется температура свыше ста миллионов градусов.

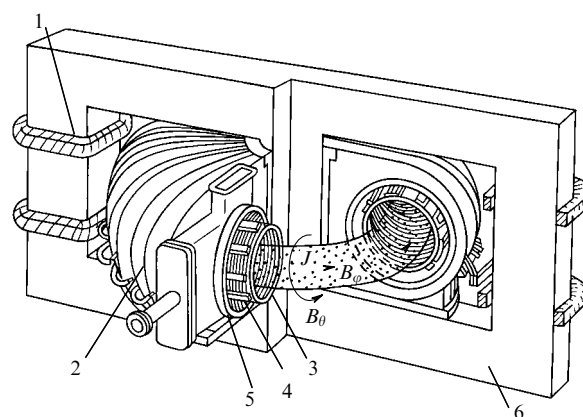


Рис. 1. Схематический вид установки токамака: 1 — индуктор, первичная обмотка трансформатора, 2 — катушки тороидального магнитного поля, 3 — лайнер — вакуумная камера, 4 — катушки полоидального магнитного поля, 5 — медный кожух, 6 — железный сердечник.

Поэтому в токамаках более поздних поколений используются методы дополнительного нагрева — высокочастотные электромагнитные поля или инжекция нейтральных атомов изотопов водорода с большой энергией. Что касается высокочастотных полей, то их частота подбирается таким образом, чтобы она оказалась в резонансе с одной из внутренних частот в плазме. Соответственно, используется ионно-циклотронный нагрев, электронно-циклотронный нагрев или нагрев на нижней гибридной частоте.

Плазма токамака должна быть глобально устойчивой. Критерий устойчивости по отношению к наиболее опасной винтовой моде был найден Шафрановым и независимо Крускалом. Он имеет вид  $q_a > 1$ , где безразмерная величина  $q_a = aB/B_\theta R$  получила название "запаса устойчивости". Эксперимент показал, что достаточно устойчивая плазма может быть получена при  $q_a > 2 \div 3$ . Так как  $B_\theta = I/5a$ , то критерий Крускала–Шафранова накладывает ограничение на величину тока в плазме  $I = 5a^2 B/q_a R < 5a^2 B/R$ . Ток в плазме желательно иметь побольше из разных соображений. Поэтому еще на ранней стадии экспериментальных исследований возникла идея [22] использовать вытянутый по вертикали шнур вместо простейшей круговой его формы. Вытянутое по вертикали поперечное сечение плазменного витка принято характеризовать горизонтальной полушириной  $a$  и вертикальной полушириной  $b$ . Величина  $\kappa = b/a$  называется коэффициентом вытянутости.

Вытягивание поперечного сечения плазмы производится с помощью катушек полоидального магнитного поля. При этом создаются как бы два дополнительных витка с токами, текущими в том же направлении, что и ток в плазме: один из витков расположен выше, а второй — ниже плазменного витка. Нетрудно сообразить, что такие витки с током действительно растягивают поперечное сечение плазменного шнура. Однако сильно растягивать плазму нельзя, так как может возникнуть опасность "прилипания" плазмы к одному из витков полоидального поля: плазменный шнур становится неустойчивым по отношению к вертикальному смещению. Как показывает эксперимент, коэффициент вытянутости  $\kappa = b/a$  не должен превышать двойки.

При растягивании плазменного витка по вертикали легко возникает конфигурация полоидального дивертора [22]. Это значит, что силовые линии магнитного поля располагаются на замкнутых тороидальных поверхностях только внутри поверхности, называемой сепаратрисой. Вне сепаратрисы силовые линии разомкнуты — они могут свободно выходить на стенки камеры. При полной симметрии полей относительно медианной плоскости на сепаратрисе имеются две точки с нулевым значением поперечной компоненты магнитного поля. Такая диверторная конфигурация называется двухнулевой. Но если имеется несимметрия верх-низ, то может образоваться однонулевая магнитная конфигурация. Соответственно и дивертор называется однонулевым.

Для реактора токамака желательно иметь плазму с достаточно высоким давлением  $p$ . Оказывается, однако, что величина давления плазмы ограничена сверху при заданных величинах тороидального магнитного поля и тока в плазме. Первое ограничение возникает просто из условия равновесия. Плазма в тороидальном магнитном поле выталкивается по радиусу с объемной силой

$2p/R$ . Эту силу можно скомпенсировать давлением полоидального магнитного поля, но не более чем  $B_\theta^2/8\pi a$ . Таким образом, из условия равновесия по большому радиусу следует ограничение  $p < RB_\theta^2/16\pi a$ . Отношение давления плазмы  $p$  к давлению магнитного поля  $B^2/8\pi$  принято обозначать символом  $\beta$ . Таким образом, из условия равновесия следует ограничение

$$\beta < \frac{1}{10q_a} \cdot \frac{I}{aB}.$$

Оказывается, что аналогичное условие следует и из условия устойчивости. Дело в том, что при увеличении давления в плазме может развиваться так называемая баллонная неустойчивость, проявляющаяся в появлении "выпучиваний" на наружном обводе плазменного витка. Соответствующее ограничение на предельно допустимое  $\beta$ , найденное с помощью компьютерного моделирования, получило название критерия Тройона [23]. Оно выглядит, как  $\beta < gI/aB$ , где коэффициент  $g$  равен приблизительно  $g = 3 \times 10^{-2}$ .

Условия  $q_a > 2 \div 3$  и  $\beta < gI/aB$  ограничивают операционную область устойчивой плазмы. Оказывается, что в токамаке существует еще один предел — по плотности плазмы: плотность плазмы не может быть произвольно высокой. Предел по плотности связан с существенной ролью атомарных процессов излучения и перезарядки атомов на границе плазмы. Соответствующий предел был установлен Хьюгеллом, но его принято записывать в упрощенной форме Гринвальда  $\bar{n}_{Gr} = I/\pi a^2$ . Здесь плотность  $n$  измеряется в единицах  $10^{20} \text{ м}^{-3}$ , радиус  $a$  в метрах, ток  $I$  — в мегаамперах. Есть надежда, что этот предел должен повышаться с увеличением мощности нагрева плазмы.

Самой сложной в токамаке оказалась проблема магнитной термоизоляции. Качество удержания плазмы принято характеризовать параметром  $\tau_E$ , получившим название "время жизни энергии". Этот параметр вводится следующим образом. Обозначим через  $w_{th}$  полную тепловую энергию плазмы. Тогда скорость остывания плазмы можно представить в виде  $\dot{w}_{th} = -w_{th}/\tau_E$ , где  $\tau_E$  — величина с размерностью времени. Если плазма подогревается внешним или внутренним источником энергии, то в правую часть этого соотношения нужно добавить мощность нагрева  $P$ . Соответственно, в стационарном состоянии имеет место соотношение  $P = w_{th}/\tau_E$ . В термоядерном реакторе с D–T реакцией величина  $P$  определяется мощностью  $P_\alpha$  от заряженных продуктов D–T реакции, т.е. от  $\alpha$ -частиц. Напомним, что D–T реакция выглядит как  $D + T \rightarrow n + He^4 + 17,6 \text{ МэВ}$ . 80 % освобождающейся энергии уносится нейтроном, а 20 % остается в плазме в виде  $\alpha$ -частиц с энергией 3,5 МэВ. Таким образом, в реакторе  $P_\alpha = 1/5 P_{fus}$ , где  $P_{fus}$  — полная термоядерная мощность. Соответственно, для протекания самоподдерживающейся термоядерной реакции требуется, чтобы выполнялось равенство  $P_{fus} = 5w_{th}/\tau_E$ .

Величины  $P_{fus}$  и  $w_{th}$ , очевидно, пропорциональны объему плазмы  $V$ . Но, как оказалось,  $\tau_E$  также возрастает с объемом плазмы, что, впрочем, вполне естественно, если основные потери энергии происходят за счет теплопроводности. Чтобы подойти к условию зажигания и самоподдерживающегося горения D–T плазмы, объем плазмы токамака, как оказалось, должен превышать  $1000 \text{ м}^3$ . Так реальное удержание плазмы

отличается от идеальной картины ее классического удержания в магнитном термоядерном реакторе МТР, допускавшем стационарное горение чисто дейтериевой плазмы в объеме  $1000 \text{ м}^3$ .

Величина  $\tau_E$  определяется, в основном, теплопереносом по электронному и ионному каналам. И вначале казалось, что этот теплоперенос можно вычислить чисто теоретически. Сначала классическая теория переносов за счет парных кулоновских столкновений частиц, а затем неоклассическая теория с уточненным влиянием траекторий частиц в слабо столкновительной тороидальной плазме, казалось, должны были бы послужить для надежного расчета теплопотерь. Но все оказалось не так просто: в плазме токамака развиваются многочисленные коллективные процессы.

Ситуация здесь сходна с обычным течением жидкостей. Только в случае ламинарных потоков, например, течения Пуазейля, картина течения может быть полностью рассчитана теоретически. Но большая часть течений в природе и технических устройствах оказывается турбулентной. Строгих методов расчета турбулентных потоков не существует, но в большинстве случаев их можно описать полуколичественно, например, путем введения длины перемешивания. Этот подход дополняется моделированием с использованием соответствующих безразмерных параметров.

Аналогичные подходы можно рекомендовать и в применении к плазме токамака. Прежде всего для плазмы токамака может быть использован размерный анализ с введением разумных безразмерных параметров [24–26]. Некоторые из них были упомянуты выше: это запас устойчивости  $q_a$ , отношение давления плазмы к давлению магнитного поля  $\beta$ , вытянутость поперечного сечения  $k$ . Сюда естественно добавляется аспектное отношение  $A = R/a$ . Кроме того, можно ввести в рассмотрение безразмерную характеристику размера плазмы  $a/\rho_i$ , где  $\rho_i = v_{Ti}/\omega_{Bi}$ , представляет собой средний ларморовский радиус ионов,  $v_i = \sqrt{2T_i/m_i}$  — их тепловая скорость,  $T_i$  — температура,  $m_i$  — масса ионов,  $\omega_{Bi}$  — ионная циклотронная частота. Иногда вводят в рассмотрение отношение  $R/\lambda$ , где  $\lambda$  — длина пробега заряженных частиц (электронов или ионов) по отношению к кулоновским столкновениям. Но поскольку в плазме токамака длина пробега  $\lambda$  представляет собой гигантскую величину, измеряемую километрами, то параметр  $R/\lambda$  играет малую роль. Для характеристики атомарных процессов вводится еще безразмерный параметр Хьюгелла  $H = nq_a R/B$ , где  $n$  — средняя плотность частиц плазмы (электронов или ионов), выраженная в единицах  $10^{20} \text{ м}^{-3}$  (безразмерность параметра Хьюгелла видна из соотношения  $H = \text{const} \times enq_a R/B$ , где  $e$  — заряд электрона,  $B$  — тороидальное магнитное поле).

С помощью безразмерных параметров и разумных физических соображений можно было бы попытаться оценить величину  $\tau_E$ . Поясним это поподробнее. Минимальное время жизни плазмы можно оценить как  $a/v_{Ti}$  — таким оно было бы в отсутствие магнитного поля, когда плазма разлетается с тепловой скоростью  $v_{Ti}$ . При наличии магнитного поля более естественной характеристикой скорости является так называемая дрейфовая скорость  $v_D = v_{Ti}\rho_i/a$ . Соответствующая утечка плазмы в единицах СГС описывается формулой Бома:  $\tau_B = \pi a^2 e B / c T$ , где  $c$  — скорость света,  $B$  —

полное магнитное поле,  $T$  — средняя температура плазмы,  $a$  — малый радиус в сантиметрах. Формула Бома соответствовала результатам экспериментов на малых стеллараторах, но для токамаков она предсказывала слишком малые величины. Более естественной представляется величина времени не  $a/v_D$ , а  $a^2/v_D \lambda_\perp$ , где  $\lambda_\perp$  — поперечная длина перемешивания, значительно меньшая, чем  $a$ .

Если сделать естественное допущение, что длина перемешивания  $\lambda_\perp$  имеет порядок величины среднего ларморовского радиуса ионов  $\rho_i$ , то мы приходим к зависимости, которая получила название giro-бомовской. Именно эта зависимость послужила основанием для оптимистического прогноза [12] об улучшении характеристик плазмы при увеличении ее размеров.

Как показали эксперименты, реальные механизмы теплопереноса в плазме токамака являются значительно более сложными. Впрочем, по порядку величины они не сильно отличаются от giro-бомовского скейлинга, но по зависимости от параметров плазмы не похожи на простое giro-бомовское выражение. Главное, что показали эксперименты, — это сильно нелинейный характер механизмов теплопереноса. Оказалось, что в плазме токамака могут существовать различные моды удержания, достаточно сильно отличающиеся друг от друга. Наиболее известным переходом от одной моды удержания к другой является  $L \rightarrow H$  переход. При  $L \rightarrow H$  переходе плазма как бы "одевает рубашку" — на ее периферии образуется тепловой барьер, и  $\tau_E$  увеличивается вдвое. Наиболее правдоподобным объяснением  $L \rightarrow H$  перехода является возникновение сдвигового течения на периферии плазмы [27]. Такое течение "дробит" конвективные ячейки и тем самым создает зону с пониженным коэффициентом теплопроводности. Эксперименты показывают, что переход в H-моду происходит только при достаточно большой мощности нагрева плазмы.

Кроме H-моды существуют и другие моды улучшенного удержания плазмы. Например, на установке DIII-D была обнаружена VH (very high) мода удержания в условиях, когда плотность тока имела распределение по радиусу с провалом в центре [28]. Аналогичная мода наблюдалась на установке TFTR в дополнение к ранее найденной S-моду (Supershot) [29].

В плазме токамака протекает множество других разнообразных явлений. Сюда относятся, например, нелинейные релаксационные колебания вблизи центра плазмы и на ее периферии. Релаксационные колебания вблизи оси плазменного шнура получили название пилообразных колебаний. Они выглядят как регулярно повторяющиеся периоды медленного повышения электронной температуры, сменяемые быстрым сбросом тепла из центральной области за пределы некоторого радиуса  $r_s$ , получившего название радиуса инверсии. Обычно  $r_s$  составляет малую долю от  $a$ , так что влияние релаксационных пилообразных колебаний на плазму невелико и сводится, в основном, к ограничению плотности тока на оси шнура. Но иногда радиус  $r_s$  бывает сравним с радиусом плазмы, и тогда пилообразные колебания могут заметно повлиять на магнитное удержание плазмы. Релаксационные колебания на периферии плазмы получили название ELM (Edge Localized Modes). Они не очень сильно влияют на удержание плазмы, снижая  $\tau_E$  примерно на 15 %.



Интересный круг явлений в плазме токамака связан с профильными эффектами. Уже давно было замечено, что реакция плазмы на изменение профилей распределения температуры, плотности и плотности тока оказывается гораздо более сильной, чем это следовало из простых диффузионных уравнений. Во многих случаях эта реакция выглядит как тенденция к установлению некоторых оптимальных профилей: сама плазма стремится поддерживать такие профили. Подробное изучение профильных эффектов при ЭЦР-нагреве было проведено на токамаке T-10 [30]. Наиболее правдоподобное объяснение этого эффекта состоит в том, что оптимальные профили отвечают нейтральному состоянию между ламинарной картиной вложенных друг в друга гладких магнитных поверхностей и конфигураций со слабо стохастизированными магнитными силовыми линиями. В этом случае плазма получает возможность менять переносы поперек плазменного шнура и тем самым регулировать профили.

Однако такая автоподстройка "работает" только при малых отклонениях от оптимальных профилей. При сильных отклонениях могут происходить более радикальные изменения. Положительным примером таких явлений является переход из L-режима удержания в H-режим. Однако иногда реализуется очень неприятный вариант развития нелинейного отклика — это так называемая неустойчивость срыва (disruption). Если внутренние возмущения магнитных полей в плазме становятся достаточно большими, то происходит "стохастический взрыв". Силовые линии магнитного поля стохастизируются, энергия плазмы быстро выбрасывается на стенки, и после этого происходит полное разрушение магнитной конфигурации с прекращением тока. Срывы — это очень неприятный вариант развития плазмы, нечто вроде небольшой аварии. Опыт показывает, что при наладке вновь построенных токамаков значительная доля импульсов заканчивается срывами. По мере наладки установок доля разрядов со срывами, как правило, уменьшается. Можно надеяться, что более глубокое изучение физики срывов поможет устранить срывы или, по крайней мере, резко сократить долю импульсов со срывами.

Большим недостатком токамака является его импульсный характер работы: плазма существует только при наличии тока, а ток может поддерживаться вихревым электрическим полем только в течение ограниченного промежутка времени. Вопрос о необходимости стационарного режима работы токамака начал обсуждаться довольно давно. В принципе, такой режим может быть достигнут за счет неомического поддержания тока с помощью высокочастотных электромагнитных полей или косой инжекции нейтральных частиц с большой энергией. Весь вопрос в том, какая мощность необходима для такого поддержания тока — ведь она заведомо должна быть много меньше мощности термоядерных реакций. В последнее время большие надежды возлагаются на бутстреп-ток. Ведь если удастся повысить долю бутстреп-тока до  $70 \div 80\%$ , то проблема поддержания оставшихся  $20 \div 30\%$  тока может быть вполне реальной.

Для стационарного режима работы реактора требуется еще непрерывно впрыскивать свежее топливо, т.е. смесь дейтерия и трития, и удалять шлаки — гелий и примеси, случайно попадающие в плазму. Для этой цели

используется дивертор — специальная камера, куда выходят не замкнутые периферийные силовые линии.

Как мы видим, проблема создания термоядерного реактора на базе токамака является очень сложной. Она потребовала более сорока лет упорных исследований по физике высокотемпературной плазмы и потребует еще огромных усилий в инженерных разработках и в создании новых технологий, но пути преодоления соответствующих трудностей видны в проекте ИТЭР.

### 3. Проект ИТЭР

Основной целью Международного термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР) является зажигание и длительное горение дейтерий-тритиевой плазмы. Чтобы опыт работы ИТЭР мог быть перенесен на будущие энергетические реакторы, нейтронный поток в нем должен соответствовать потоку энергии  $1 \text{ МВт м}^{-2}$ . Полный нейтронный флюенс должен составить величину не менее  $1 \text{ МВт год м}^{-2}$ . ИТЭР может работать с плазмой длинными импульсами около 1000 с, но на нем должны быть проведены эксперименты по возможности реализации стационарного режима работы. Длительность импульса 1000 с предполагает, что топливо будет непрерывно обновляться, а шлаки будут удаляться из плазмы. Поэтому дивертору ИТЭР отводится очень важная функция отвода заметной доли потока тепла из плазмы и обновления топлива.

На рисунке 2 представлено поперечное сечение реактора ИТЭР. Как мы видим, конструкция ИТЭР исключительно сложна, а его размеры поистине циклопические.

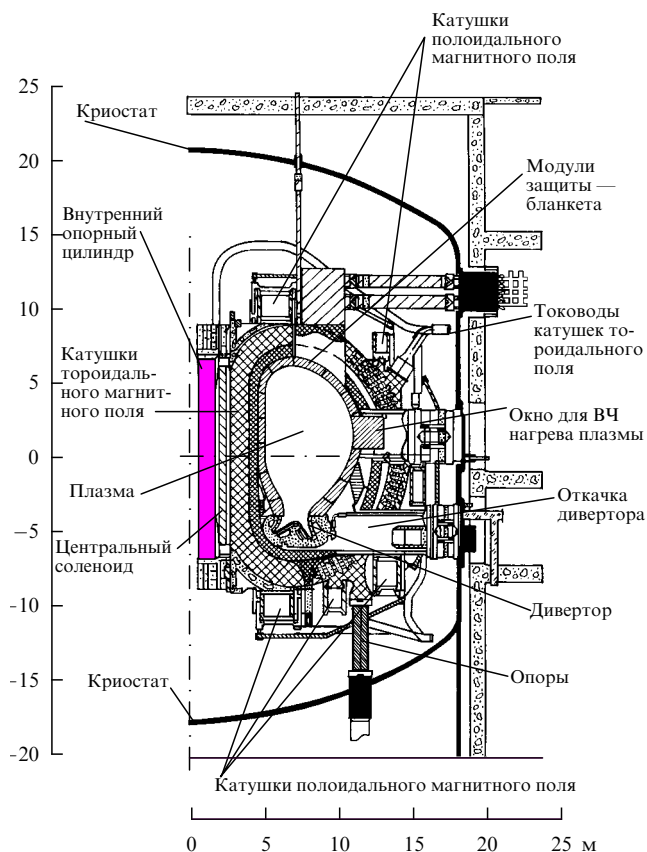


Рис. 2. Поперечное сечение реактора ИТЭР.

Однако сделать первый реактор поменьше оказалось практически невозможным: требования длительного протекания самоподдерживающейся термоядерной реакции и величины нейтронного потока  $1 \text{ МВт м}^{-2}$  автоматически приводят к размерам ИТЭР.

На рисунке 2 хорошо видны основные элементы магнитного термоядерного реактора ИТЭР. Это прежде всего вакуумная камера, в которой находится высокотемпературная дейтерий–третиевая плазма. Как видно из рисунка, плазма имеет вытянутое по вертикали поперечное сечение. Снизу от плазмы располагается дивертор, куда выходят силовые линии внешних незамкнутых магнитных поверхностей. По этим линиям диффундирующая в радиальном направлении плазма устремляется к диверторным пластинам. Диверторные пластины должны воспринимать около половины мощности, освобождаемой D–T реакцией в виде  $\alpha$ -частиц. Другая половина этой мощности будет излучаться и восприниматься стенками blankets. Конструкция дивертора достаточно сложна — желательно иметь такую его конфигурацию, чтобы в диверторе образовалась "подушка" из плотной холодной плазмы. Излучение и газовое охлаждение этой плазмы может уменьшить опасность локальных перегревов диверторных пластин.

Для удержания высокотемпературной плазмы используется сложная система магнитных полей. На рисунке 2 видны огромные катушки тороидального магнитного поля. Снаружи от них находятся несколько катушек полоидального магнитного поля, служащие для удержания и формирования плазмы заданной конфигурации. В центральной части токамака находится индуктор, создающий вихревое электрическое поле для возбуждения и поддержания тока в плазме. Все катушки должны быть изготовлены из сверхпроводников и поэтому весь токамак находится в большом криостате. Сильные магнитные поля находятся на пределе технических возможностей и, соответственно, для крепления всех катушек требуются специальные механические устройства или вставки — они делают всю магнитную систему более жесткой.

На рисунке 2 не показаны средства дополнительного нагрева плазмы — они находятся за пределами основного зала токамака. Не показаны также системы охлаждения сверхпроводящих обмоток и системы теплоотвода реактора.

Приведем список некоторых основных параметров ИТЭР.

- Большой радиус  $R = 8,11 \text{ м}$
- Малый радиус  $a = 2,8 \text{ м}$
- Вытянутость плазмы  $\kappa = b/a = 1,6$
- Ток плазмы  $I = 21 \text{ МА}$
- Тороидальное поле  $B = 5,7 \text{ Тл}$
- Время жизни энергии  $\tau_E = 6 \text{ с}$
- Тепловая энергия плазмы  $w_{th} = 1,2 \text{ ГДж}$
- Магнитная энергия плазмы  $w_{mag} = 1,1 \text{ ГДж}$
- Термоядерная мощность  $P_{fus} = 1,5 \text{ ГВт}$
- Длительность горения  $t_{burn} = 1000 \text{ с}$
- Нейтронная нагрузка  $P_N = 1 \text{ МВт м}^{-2}$

Как мы видим, и размеры реактора впечатляющие, и мощность его очень велика. Все это продиктовано физикой плазмы, а точнее, физикой магнитного удержания плазмы. Поясним, в чем тут дело.

Главной характеристикой удержания плазмы является время удержания энергии  $\tau_E$ . В течение многих

лет на многих токамаках было накоплено очень много данных о зависимости  $\tau_E$  от параметров плазмы. На базе этих данных были получены чисто эмпирические скейлинги, показывающие, как  $\tau_E$  зависит от многих параметров. Главная тенденция в этих скейлингах состоит в достаточно сильной зависимости (сильнее линейной)  $\tau_E$  от произведения  $IR$  (может быть даже  $IR^2$ ) и в зависимости вида  $P^{-1/2}$  или даже  $P^{-2/3}$  от вводимой в плазму мощности  $P$  (в плазме с самоподдерживающимся горением  $P$  соответствует мощности нагрева плазмы от  $\alpha$ -частиц). На рисунке 3 представлен скейлинг удержания энергии плазмы, полученный на установках ASDEX, CMOD, DIII-D, FTU, JET, JFT2M, JT60, PBXM, PDX, Textor, Tore-Supra, TFTR, T-10. Из скейлинга для L-моды следует, что эта мода не может быть использована для реактора — она предсказывает слишком плохое время удержания. Поэтому ИТЭР рассчитан на H-моду. Скейлинг для H-моды был получен на основе анализа экспериментальных данных на токамаках с плазмой некруглого сечения (ASDEX, DIII-D, JET, JFT2M, PBXM, PDX). Скейлинг для разрядов с ELM (локализованных на краю релаксационных колебаний) оказывается равным  $0,85 \tau_{ELM-free}$ , где  $\tau_{ELM-free}$  соответствует разрядам без ELM. Рисунок 4 показывает, насколько хорошо экспериментальные данные соответствуют этому соотношению. А рисунок 5 демонстрирует надежность скейлинга для ELM-free разрядов L-моды и H-моды. Как мы видим, накопленных данных достаточно для уверенной экстраполяции  $\tau_E$  на параметры ИТЭР. Именно эта экстраполяция и приводит к большим размерам плазмы ИТЭР.

Для того чтобы произошел переход от L-моды к H-моду, мощность нагрева плазмы должна быть достаточно высока,  $P > P_c$ . Скейлинг для критического значения мощности  $P_c$  установлен пока не очень надежно. Наиболее простой скейлинг дает зависимость  $P_c \sim nBS$ , где  $S$  — поверхность плазмы. Он предсказывает L–H переход в ИТЭР, но без большого запаса.

Как отмечалось выше, в ИТЭР существуют еще пределы по  $\beta$  и по плотности. Оба они в ИТЭР не превышаются, но опять-таки без большого запаса. Таким образом, по многим плазменным параметрам

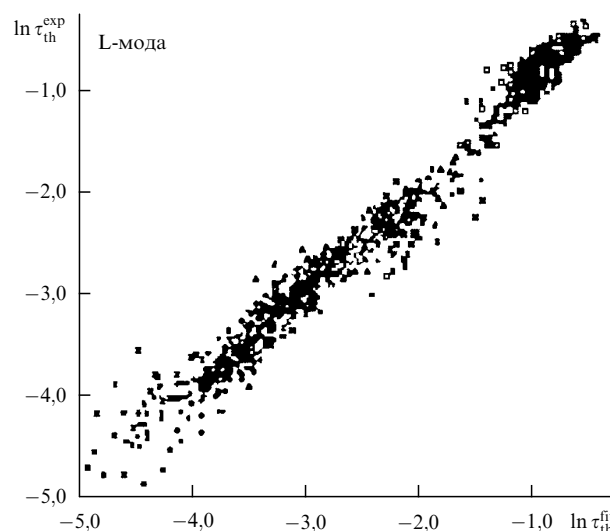


Рис. 3. Скейлинг времени удержания энергии плазмы для L-моды.



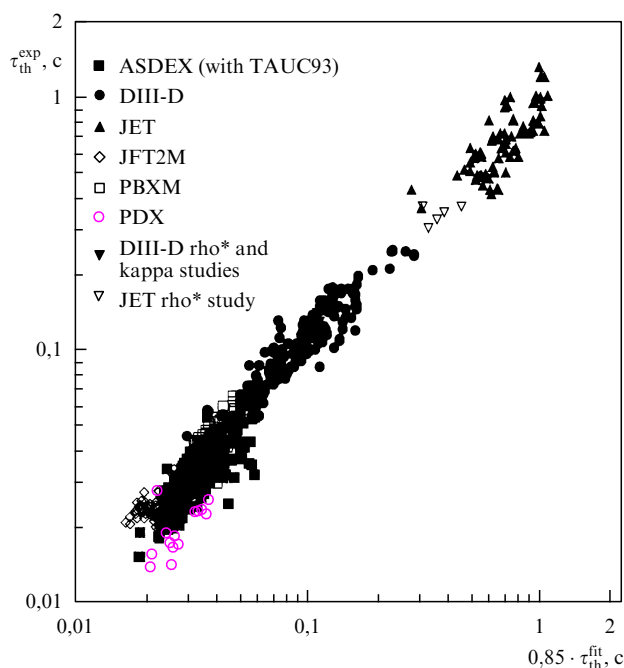
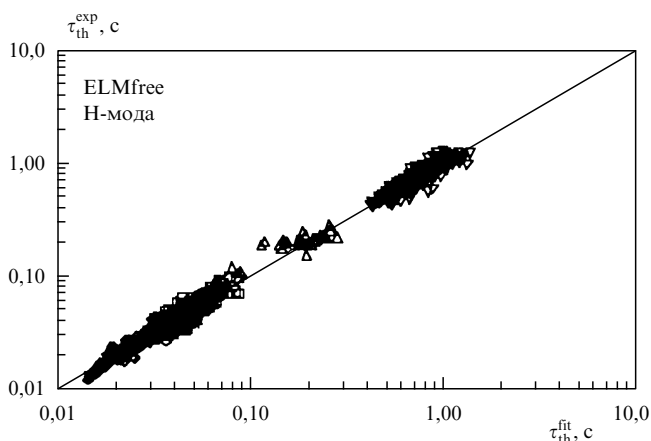


Рис. 4. Скейлинг времени удержания энергии плазмы для H-разрядов с ELM-колебаниями в сравнении временем удержания энергии без ELM-колебаний.



ИТЭР находится близко к предельно допустимым значениям этих параметров.

Именно по этой причине реактор-токамак не может иметь существенно меньшие размеры, чем у ИТЭР, если он должен работать в режиме длительного самостоятельного горения D–T плазмы и если в его магнитных обмотках используются существующие в настоящее время сверхпроводящие материалы.

Разумеется, крупные размеры плазмы ИТЭР внушают некоторые опасения. Ток плазмы  $I = 21$  МА сам по себе впечатляет — он в три раза превышает ток на самом крупном токамаке JET. Но еще больше впечатляет тепловая и магнитная энергии плазмы. В случае развития неустойчивости срыва эти энергии непременно будут выброшены на стенку, окружающую плазму. Как показывают эксперименты, такой выброс энергии угро-

жает не только тепловыми, но и большими механическими нагрузками, поскольку через плазму могут протекать неоднородные токи "гало", т.е. непредвиденные токи между внутренними элементами конструкции. Все эти эффекты тщательно анализируются рабочей группой ИТЭР и домашними командами.

ИТЭР представляет собой ядерный реактор синтеза и в нем должны быть отработаны разнообразные ядерные системы. На рисунке 2 видно, что плазма окружена специальной конструкцией — бланкетом. Бланкет термоядерного дейтерий–тритиевого реактора должен содержать либо чистый литий, либо те или иные соли лития. В естественном литии нейтроны D–T реакции должны нарабатывать тритий. Ядра изотопа  $Li^7$  просто расщепляются быстрыми нейтронами на составные части  $He^4$  и  $T$ . А ядра более легкого изотопа  $Li^6$  могут захватывать замедленные нейтроны и распадаться на ядра  $He^4$  и  $T$ . Таким образом, литиевый бланкет может не только воспроизводить, но и нарабатывать тритий. Тем самым тритий становится всего лишь промежуточным топливом, необходимым для поддержания D–T реакции, а исходным ядерным топливом для энергетики служит литий.

В реакторе ИТЭР бланкет будет изготовлен в виде сборки из множества модулей размером примерно  $1\text{ м} \times 1\text{ м}$ . Большая часть этих модулей будет без лития — они служат просто для отвода энергии от нейтронов и для защиты магнитов от нейтронных потоков. Но в программе экспериментальных исследований на ИТЭР предусмотрена установка и отработка литий-содержащих модулей бланкета. Тем самым должна быть отработана технология энергетического термоядерного реактора.

#### 4. Заключение

Проект ИТЭР открывает качественно новый этап в термоядерных исследованиях. Все предыдущие годы основные усилия экспериментаторов и теоретиков были направлены на изучение физики высокотемпературной плазмы и на создание научной базы для термоядерного реактора. Разумеется, в параллель с научными исследованиями разрабатывалась и технология, но она не была самоцелью, а создавалась лишь для обеспечения запросов экспериментальных исследований.

Проект ИТЭР ставит совершенно новую цель — создание реального термоядерного реактора с зажиганием и длительным горением дейтерий–тритиевой плазмы. Для создания такого реактора наряду с созданием базы данных по физике плазмы требуется провести широкий круг инженерных разработок и отработать многие технологии термоядерного синтеза, как нового вида энергетики. Разумеется, в параллель с разработкой и строительством реактора, ИТЭР потребуются новые знания по физике плазмы. Но эти знания должны рассматриваться не как фундаментальная физика сама по себе, а скорее как разработка плазменной инженерии для оптимизации реакторов синтеза.

Исследования по управляемому термоядерному синтезу, и более конкретно, по токамакам прошли очень большой путь, начиная от небольших установок и кончая современными грандиозными машинами. На токамаках последних поколений получена плазма с температурой и плотностью, достаточными для ее использования в качестве рабочего тела в термоядер-

ном дейтерий–третиевом реакторе. На американском токамаке TFTR получена реальная дейтерий-третиевая реакция с мощностью 10 МВт. Поэтому можно утверждать, что созданный за многие годы научный базис достаточен для перехода к проектированию и сооружению термоядерного реактора.

А начались эти исследования в 1950 г., когда А.Д. Сахаров и И.Е. Тамм показали, что термоядерный синтез может быть использован не только в военных целях, но и в качестве совершенно нового источника энергии для мирного использования. Все последующие годы многие ученые и инженеры вдохновлялись этой исходной идеей и вкладывали свой талант и труд в сложное дело создания физического базиса для будущей термоядерной энергетики.

## Список литературы

1. Тамм И "Теория магнитного термоядерного реактора", в сб. *Физика плазмы и проблема УТС* Т. 1 (М.: Изд-во АН СССР, 1958) Ч. 1, с. 3; Ч. 3, с. 31
2. Сахаров А Д "Теория магнитного термоядерного реактора", в сб. *Физика плазмы и проблема УТС* Т. 1 (М.: Изд-во АН СССР, 1958) Ч. 2, с. 20
3. Леонтович М А, Шафранов В Д *Физика плазмы и проблема УТС* Т. 1 (М.: Изд-во АН СССР, 1958) с. 207
4. Шафранов В Д *Атомная энергия* **5** 38 (1956)
5. Брагинский С И, Шафранов В Д, Явлинский Н А "Сравнение систем "Стелларатор " и "Токамак" Отчет № 625/Б Ордена Ленина Института атомной энергии АН СССР, утвержден Л.А. Арцимовичем 13 декабря 1958 г. (М.: ИАЭ АН СССР, 1958) (не опубликовано)
6. Галеев А А, Сагдеев Р З *ЖЭТФ* **53** 338 (1967)
7. Artsimovich L A *Nuclear Fusion* **12** 215 (1972)
8. Галеев А А *ЖЭТФ* **59** 1378 (1970)
9. Bickerton B J, Connor J W, Taylor J B *Nature* (London) **229** 110 (1971)
10. Kadomtsev B B, Shafranov V D *Plasma Physics and Contr. Nuclear Fusion Res.* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1971) p. 479
11. Арцимович Л А *УФН* **91** 365 (1967)
12. Кадомцев Б Б *УФН* **91** 381 (1967)
13. Кадомцев Б Б, Погуце О П *Вопросы теории плазмы* **5** 209 (1967)
14. Eubank H P et al. *Phys. Rev. Lett.* **43** 270 (1979)
15. Аликаев В В и др. *Физика плазмы* **14** 1027 (1988)
16. Meade D M et al. *Plasma Phys. Contr. Fus. Res.* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1990) p. 9
17. JET Team *Plasma Phys. Contr. Fus. Res.* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1990) p. 27
18. JT-60 Team *Plasma Phys. Contr. Fus. Res.* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1990) p. 31
19. Hawluluk R J et al. *Plasma Phys. Contr. Nucl. Fus. Res.* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1994) p. 11
20. Wagner F et al. *Phys. Rev. Lett.* **49** 1408 (1982)
21. Арцимович Л А, Карташев К Б *ДАН СССР* **146** 1305 (1962)
22. Арцимович А А, Шафранов В Д *Письма ЖЭТФ* **15** 72 (1972)
23. Troyon F et al. *Plasma Phys. and Contr. Fusion* **6** 209 (1984)
24. Кадомцев Б Б *Физика плазмы* **1** 531 (1975)
25. Connor J W, Taylor J B *Nucl. Fusion* **17** 1047 (1977)
26. Kadomtsev B B *Tokamak Plasma: a Complex Physical System* (Bristol: IOP Publishing Ltd, 1992)
27. Burrell K H et al. *Phys. Fluids B* **2** 1405 (1990)
28. Taylor T S et al. *Contr. Fusion and Plasma Physics* Vol. 18B (Geneva: EPS, 1994) P. 1, p. 403
29. Strachan J D et al. *Phys. Rev. Lett.* **58** 1004 (1987)
30. Alikaev V V et al. *Plasma Phys. Contr. Nucl. Fus. Res.* Vol. 1 (Vienna: IAEA, 1985) p. 419

## From MTR to ITER

**B. Kadomtsev**

*Russian Research Centre 'Kurchatov Institute',  
Institute of Nuclear Fusion, pl. Kurchatova 46, 123182 Moscow  
Tel. (095) 196-9814  
Fax (095) 943-0073  
E-mail: kadomtse@ufn.msk.su*

In 1950 A.D. Sakharov and I.E. Tamm put forward the fundamental idea of magnetic thermal insulation of high-temperature plasma, and proposed the magnetic thermonuclear reactor (MTR) concept. Studies in this direction initiated the mammoth Tokamak programme. After many years of persistent scientific and engineering efforts in many countries worldwide, the realisation of the thermonuclear reaction has now become a possibility. The International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER) project is currently being developed jointly by the European Union (Euroatom), Russia, USA, and Japan. The aim of the ITER reactor is to demonstrate the scientific and technological feasibility of the peaceful use of nuclear fusion energy. The reactor is based on the Tokamak concept.

PACS numbers: 52.55.Fa

Bibliography — 30 references

*Received 27 February 1996*