

УДК 621.039.6

ТЕРМОЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА: 60 ЛЕТ ИССЛЕДОВАНИЙ. ЧТО ДАЛЬШЕ?¹

В.С. Стрелков

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

В настоящей статье подводятся итоги более чем полувековой работы по созданию и исследованию свойств высокотемпературной плазмы, нагретой в пределе до температуры более ста миллионов градусов (10^4 эВ) и термоизолированной от стенок с помощью магнитного поля. Энергия синтеза ядер лёгких элементов может быть использована для производства электроэнергии или наработки делящегося топлива (создания термоядерного источника нейтронов — ТИН). Приведены основные результаты исследований на токамаках в СССР. В токамаке экспериментально была получена наибольшая степень термоизоляции плазмы среди всех других типов установок. В результате исследовательские программы других стран были переориентированы на токамак. Позднее на основании анализа результатов многочисленных экспериментов международная научная общественность постепенно стала склоняться к выводу, что можно построить такой токамак, в котором величина Q (отношение ядерной мощности к мощности, вводимой в плазму извне) будет больше единицы. Программная цель ИТЭР — достижение $Q = 1$ — 10 в импульсе до 1000 с. Реализация этой цели не решает проблему стационарной работы. Решение этой проблемы — в надёжной работе первой стенки и генерации тока. Это задача следующего этапа создания термоядерной электростанции, называемой сейчас «ДЕМО». Сравнение параметров установок ДЕМО и ТИН показывает, что на данном этапе развития работ параметры и условия работы этих установок совпадают.

Ключевые слова: высокотемпературная плазма, магнитное удержание, токамак, термоядерный источник нейтронов (ТИН), зажигание плазмы, ИТЭР.

THERMONUCLEAR POWER ENGINEERING: 60 YEARS OF INVESTIGATIONS. WHAT NEXT?

V.S. Strelkov

NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

The paper describes the progress resulted from more than half-century efforts aimed at the creation and investigation of high-temperature plasmas, up to one hundred million degrees (10^4 eV), which is thermally isolated from a wall by magnetic field. The energy of light elements fusion can be used for production of electricity or for breeding of fissionable isotopes (development of a fusion neutron source (FNS)). The main results achieved at the Soviet tokamaks, where the best thermal insulation of plasma has been obtained in comparison with other types of devices, are described. As a result, research programs of other countries were reoriented to tokamaks. Basing on the analysis of experimental data from many tokamaks, the international fusion community came to conclusion that it is possible to construct a tokamak (ITER) with $Q > 1$, where Q is ratio of the fusion power to external power input into the plasma. The ITER program goal is achievement of $Q = 1$ — 10 in a discharge lasting up to 1000 s. However, the realization of this goal does not solve the problem of steady-state device operation. Solving of this problem requires availability of the reliable first wall and effective current drive. It is expected that they will become available under the development of the next generation of fusion devices, called as DEMO. Comparison of DEMO and FNS shows that (at the modern stage of designing) the parameters and operating conditions in these devices coincide.

Key words: the high-temperature plasma, magnetic confinement, tokamak, thermonuclear neutron source (TSN), plasmas ignition, ITER.

Почти 60 лет назад человечество впервые услышало о возможности производства энергии за счёт реакции слияния лёгких ядер. К 1953 г. в СССР и США были получены экспериментальные доказательства возможности такого способа производства энергии в виде взрывов термоядерных бомб или устройств. Однако сегодня, спустя более полвека после начала исследований, термоядерной электростанции или даже эскизного проекта её создания не существует. Тем не менее интенсивные попытки получения горячей термоядерной плазмы и исследования её физики активно ведутся во многих странах. Обещание получить положительный выход энергии звучало из уст различных учёных с интервалами примерно в двадцать лет, и, обычно, в качестве срока решения проблемы тоже называлась цифра 20 лет. Наиболее дипломатичный и, следовательно, наиболее правильный ответ был дан академиком Л.А. Арцимовичем: «Термоядерный реактор будет тогда, когда он действительно будет нужен человечеству». Сегодня реактора нет, и он, действительно, не очень нужен человечеству.

¹Статья является перепечаткой из журнала «Природа» 2015 г. № 8 с разрешения редколлегии этого журнала.

Итак, что такое реакции синтеза (слияния), как начинались термоядерные исследования в СССР и остальном мире, какие результаты уже получены мировым сообществом и что ещё нужно сделать, прежде чем ставить вопрос об экономической целесообразности строительства термоядерных реакторов, производящих электроэнергию за счёт энергии синтеза лёгких ядер.

Вероятности реакций слияния ядер лёгких элементов (изотопов водорода и гелия) растут с ростом относительной скорости частиц. Обычно основное внимание уделяется реакции слияния ядер трития и дейтерия:



При одинаковых относительных скоростях частиц сечение этой реакции почти в 100 раз выше, чем сечения слияния ядер дейтерия:



Реакция (1) имеет почти в 100 раз более высокую вероятность, а также более высокий выход энергии на каждый акт реакции. Кроме того, основная доля энергии выносится из объёма реакции быстрыми (14,1 МэВ) нейтронами, которые почти не влияют на тепловую нагрузку на стенку камеры. В реакциях на дейтерии энергия в одном акте в несколько раз ниже, основная доля энергии синтеза выделяется в заряженных частицах. В стационарно работающем реакторе тепло, выделенное в заряженных частицах, должно быть снято через стенку камеры, что значительно усложняет условия работы первой стенки. Некоторое время тому назад реализация реакции



рассматривалась как возможность создания термоядерного реактора с малой дозой нейтронов и, следовательно, с малой наведённой радиоактивностью [1]. Однако в 50%-ной смеси дейтерия и гелия-3 нейтронный поток в результате D + D-реакций лишь в 4 раза меньше, чем при работе на чистом дейтерии. К тому же гелия-3 на Земле в промышленном масштабе пока не обнаружено.

В этой статье мы рассмотрим современное состояние работ по созданию термоядерного реактора, рассчитанного на производство электроэнергии за счёт теплового цикла. Выдвигаемые в последнее время предложения об использовании быстрых термоядерных нейтронов для наработки делящихся материалов и трансмутации радиоактивных отходов [2—3] здесь почти не рассматриваются.

В 1951 г. появилась серия закрытых работ: две И.Е. Тамма и одна А.Д. Сахарова, посвящённые одной теме — теории термоядерного реактора [4—6]. Позднее эти работы стали общедоступны. Три основные идеи составляли содержание этих работ:

- реализация реакции синтеза для получения энергии или наработки ${}^{233}\text{U}$;
- термоизоляция горячей плазмы магнитным полем с замкнутыми силовыми линиями;
- нагрев плазмы током и создание магнитной конфигурации с вращательным преобразованием для компенсации тороидального дрейфа при сложении магнитного поля тока с тороидальным магнитным полем.

Итак, для реализации термоядерного синтеза необходимо нагреть и удержать D + T-плазму. Это главная цель, к которой должны стремиться исследователи. В середине прошлого века в работах был обозначен один из путей достижения этой цели.

Через некоторое время в одном из отделов будущего Института атомной энергии (ИАЭ) были начаты первые эксперименты с тороидальными разрядами. В 1954 г. закончилось сооружение установки с сильным магнитным полем (ТМП). Установка была построена по инициативе И.Н. Головина и Н.А. Явлинского на основе идей И.Е. Тамма и А.Д. Сахарова [7]. Плазма в этой установке создавалась за счёт ионизации и нагрева газа (водород или дейтерий) в тороидальной керамической камере вихревым электрическим полем. Внутри тороидальной камеры находилась спираль из нержавеющей стали. Изменение величины тока в обмотке возбуждения разряда создавало вихревое электрическое поле. Электрическое поле приводило к ионизации газа, близкой к 100%, и появлению тока в плазме, который яв-

лялся, по существу, вторичным витком трансформатора. Тороидальная обмотка, расположенная снаружи камеры, создавала стабилизирующее внешнее магнитное поле. На этой установке изучались зажигание и устойчивость сильноточного тороидального разряда (до 250 кА) в сильном магнитном поле (до 1,5 Тл). Позднее в экспериментах на этой установке было обнаружено жёсткое рентгеновское излучение, возникающее, когда электроны, ускоренные вихревым электрическим полем, тормозились в стенке камеры. Оценка энергии излучения свидетельствовала о хорошем удержании ускоренных электронов — более нескольких тысяч оборотов вдоль тора [8]. Такой тип установок позднее получил название «токамак».

Доклад, который И.В. Курчатов в 1956 г. сделал в Харуэлле — атомном центре Англии, был посвящён исследованиям сильноточных электродных разрядов (пинчей) в отделе Л.А. Арцимовича. Он ознаменовал начало процесса рассекречивания термоядерных исследований во всём мире [9]. Позднее (1969 г.) английские коллеги, принимавшие участие в совместном эксперименте на установке токамак Т-3а, рассказывали нам, что доклад И.В. Курчатова не вызвал ни одного вопроса: английские учёные не смели показать свою «осведомлённость». А в это время в Харуэлле установка ZETA — тороидальный пинч со слабым полем — была близка к окончанию сооружения. После доклада И.В. Курчатова появились публикации работ по исследованию горячей плазмы, начался обмен информацией между учёными разных стран. Обычным явлением стали регулярные международные конференции и взаимные визиты учёных. Постепенно росло число стран, проводящих исследования физики плазмы в связи с термоядерной проблемой.

В результате обмена информацией оказалось, что «мы не одиноки в этом мире», подходы к проблеме нагрева и термоизоляции горячей плазмы оказались практически одинаковыми по обе стороны «железного занавеса». В США исследованиям на токамаке противопоставлялись нагрев и удержание плазмы в замкнутой системе «стелларатор», где вращательное преобразование достигалось за счёт токов, текущих во внешних обмотках. На первых порах сравнение результатов не позволяло сделать выбор в пользу стелларатора или токамака. В течение последующих лет исследования плазмы в токамаке продолжались только в СССР. За 15 лет работы было установлено, что:

— плазменный шнур макроскопически устойчив при запасе устойчивости $q > 1$ (рис. 1). Это означало, что ток в плазме не должен превышать некой критической величины, определяемой условием Крускала—Шафранова [10, 11];

— в макроскопически устойчивом плазменном шнуре аномально большие потери тепла из плазмы были связаны не с потерей частиц, а с потерей квантов, т.е. с радиационными потерями [12];

— оказалось, что постоянные или медленно меняющиеся во времени слабые магнитные поля, перпендикулярные основному тороидальному магнитному полю, приводят к смещению равновесного положения шнура относительно центра камеры и росту потерь энергии из плазмы [13];

— в отличие от опытов на стеллараторах термоизоляция плазмы в токамаке росла с ростом температуры электронов [14—16];

— температура электронов в центре шнура в токамаке превышала 1 кэВ [17], ионов — 0,4 кэВ [18, 19]. Факт существования высокой (выше 1 кэВ) температуры электронов был подтверждён в совместном англо-советском эксперименте по томсоновскому рассеянию на установке Т-3а [20];

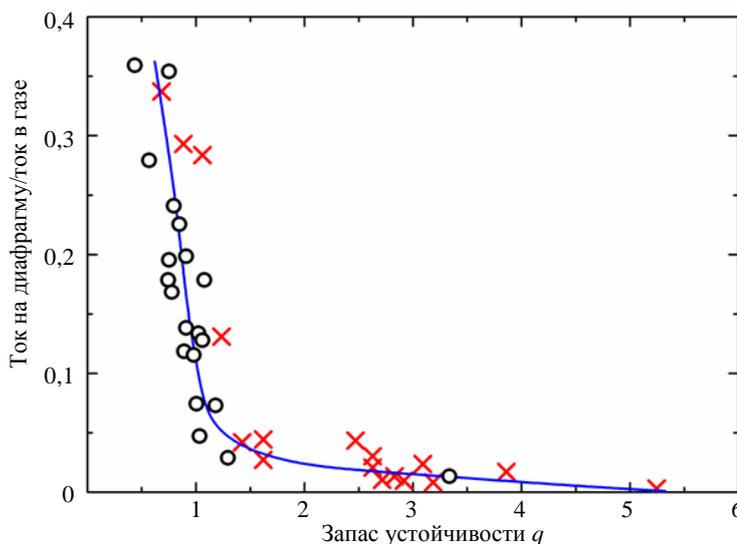


Рис. 1. Снижение доли тока, текущего на диафрагму, с ростом запаса устойчивости q на установке Т-1: \times , \circ — для разных разрядов

— в опытах с дейтерием на токамаке Т-3а были зарегистрированы первые термоядерные нейтроны, т.е. ионная температура и плотность плазмы в токамаке оказались достаточными для рождения в D + D-реакции детектируемого потока нейтронов (рис. 2 и 3).

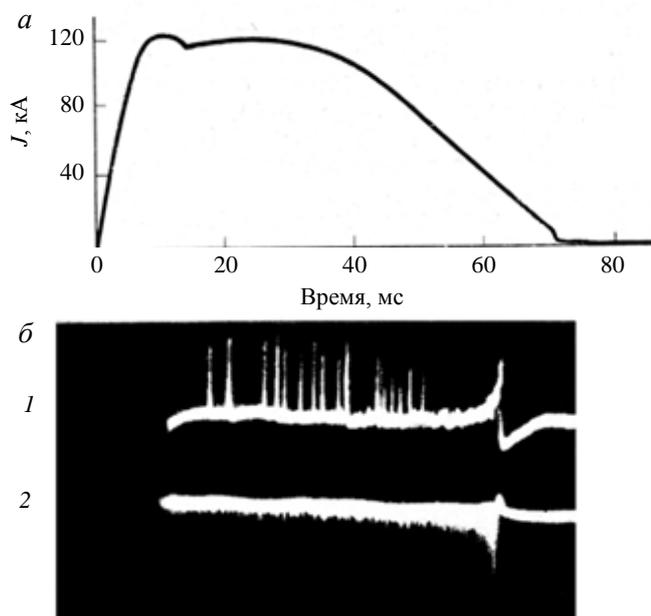


Рис. 2. Один из первых разрядов на токамаке Т-3а, в котором наблюдались нейтроны: а — осциллограмма тока; б — сигнал борного счётчика, регистрирующего нейтроны (1), сигнал сцинтиляционного счётчика, регистрирующего γ -излучение (2)

Лишь к началу 1970-х годов эти результаты были замечены и оценены научным миром. Мир осознал, что в токамаке экспериментально получена наибольшая степень термоизоляции плазмы среди всех существовавших в то время многих идей и установок для получения горячей плазмы. Началось бурное строительство установок. В 1990-х годах исследования на токамаках стали основным направлением программ во всех странах термоядерного сообщества. Наивысшие дости-

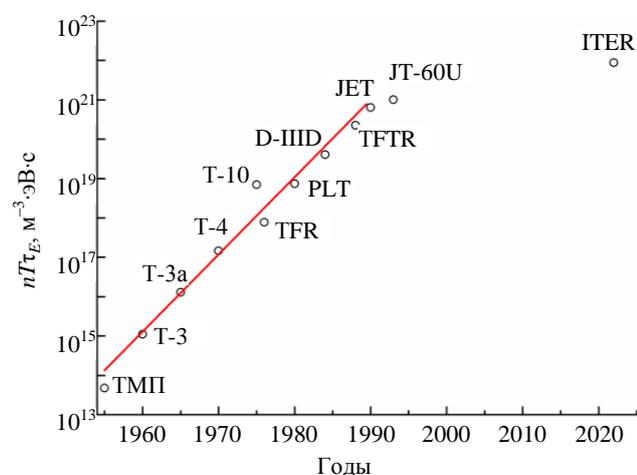


Рис. 4. Наивысшие значения произведения плотности, температуры и времени удержания $nT_e\tau_E$, полученные на различных токамаках, и планируемое значение параметра $nT_e\tau_E$ для строящейся установки ИТЭР

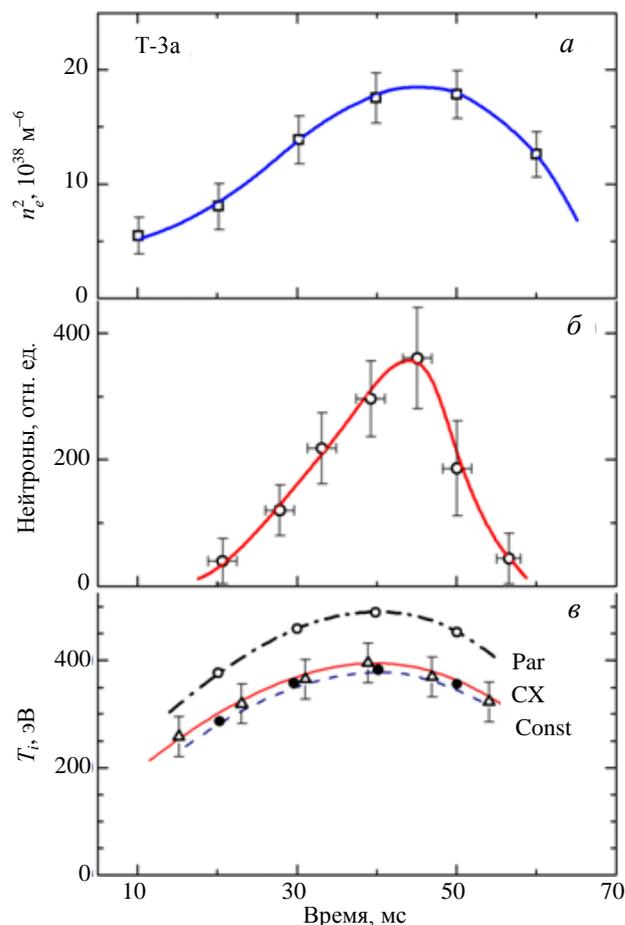


Рис. 3. Изменение квадрата средней плотности плазмы со временем на токамаке Т-3а (а), изменение интенсивности нейтронного излучения (б), ионная температура, определённая по спектрам нейтралов перезарядки (СХ) и по интенсивности нейтронного излучения в предположении однородного (Const) и параболического (Par) распределения температуры и плотности (в)

жения по параметру $nT_e\tau_E$, полученные на различных установках токамак по мере строительства новых установок и реализации новых идей, приведены на рис. 4. Одной из этих идей было предложение Л.А. Арцимовича и В.Д. Шафранова о создании некруглой формы сечения плазменного шнура [21]. Вытянутый по вертикали плазменный шнур позволяет иметь более высокую эффективную плотность тока в плазме при фиксированном тороидальном поле. Кроме того, идея растягивания плазменного тока с помощью токов, текущих параллельно во внешних обмотках сверху и снизу шнура, удачно сочеталась с идеей дивертора, предложенной Л. Спитцером [22]. В результате большинство построенных к концу прошлого столетия установок имело диверторную конфигурацию и некруглое сечение плазменного шнура.

Дивертор позволяет путём пропускания токов в специальных дополнительных обмотках изменить магнитную конфигурацию в пристеночной области и создать конфигурацию, в которой область взаимодействия заряженных частиц с материальной стенкой несколько отдалена от основной плазмы.

С ростом электронной температуры электрическое сопротивление плазмы падает. Величина тока ограничена условиями устойчивости, поэтому с ростом температуры падает мощность омического нагрева. Для дальнейшего подъёма температуры необходима разработка других методов нагрева плазмы, дополнительных к омическому. В качестве таких методов были предложены инъекция быстрых атомов водорода или дейтерия [23] и многочисленные методы нагрева плазмы за счёт поглощения в радиоволнах высокой или сверхвысокой частоты [24]. Использование дополнительного нагрева позволяло в разы увеличить мощность, вложенную в плазму, что рождало надежды на соответствующий рост предельной температуры плазмы, однако на первых порах эти надежды не оправдались. Включение дополнительного нагрева, независимо от способа нагрева, вызывало рост плазменных потерь, и прирост температуры оказался ниже ожидаемого. Наблюдаемый эффект получил термин L-мода (low, плохая мода). В полной мере механизм появления L-моды остался неясным. Вскоре интерес к этому явлению ослаб, так как на установке ASDEX [25] была открыта так называемая H-мода (high, высокая мода). Установка ASDEX имела некруглое сечение плазменного шнура и тороидальный дивертор. В определённых режимах при увеличении мощности дополнительного нагрева происходил спонтанный переход в режим улучшенного удержания (H-мода). Позднее этот режим экспериментаторы научились получать почти на всех токамаках. Коэффициент роста времени удержания (H-фактор) на разных установках составлял 1,5—2. Улучшению удержания способствовали экспериментально обнаруженные внутренние и наружный транспортные барьеры.

Где-то в середине 1980-х годов международная научная общественность на основании анализа результатов многочисленных экспериментов постепенно стала склоняться к выводу, что можно построить такой токамак, в котором величина Q (Q — отношение ядерной мощности (P_{nucl}) к мощности, вводимой в плазму извне ($P_{\text{heat}} + P_{\text{cur. drive}}$)) будет в стационарном режиме больше единицы, т.е. термоядерная мощность P_{nucl} в виде быстрых нейтронов и альфа-частиц превысит мощность, затрачиваемую на поддержание температуры и тока в D—T-плазме. А в дальнейшем можно получить зажигание, т.е. обеспечить такую термоизоляцию плазмы, когда потери тепла из плазмы с температурой более 10 кэВ компенсируются притоком энергии от альфа-частиц, рождённых в реакциях D—T-синтеза, а энергия быстрых нейтронов может быть использована для производства электроэнергии или наработки делящегося топлива.

С целью демонстрации получения интенсивного потока быстрых нейтронов, который впоследствии может быть превращён в тепло, а затем и в электроэнергию, в Европе и США на установках JET и TFTR в 1991—1997 гг. были проведены эксперименты с тритием (рис. 5). Мощность потока быстрых нейтронов и альфа-частиц в этих экспериментах достигала 16 МВт и составляла значительную долю мощности, затраченной на нагрев плазмы. Величина Q в этих экспериментах не достигала единицы, но была близка к ней [26].

Утверждается, что во Вселенной большая часть материи существует в виде плазмы, т.е. ионизованного газа, однако термоядерной плазмы, удерживаемой магнитным полем, на Земле нет. Учёные сами должны создать объект исследований, изучить полученную плазму, сравнить результаты с предсказаниями теории и решить, какой должна быть следующая установка на пути к термоядерному синтезу. За прошедшие 60 лет теория плазмы, особенно плазмы с магнитным удержанием, может похвастать многими крупными достижениями, но поведение плазмы в токамаке настолько многообразно, что единой теорией, описывающей нагрев и удержание плаз-

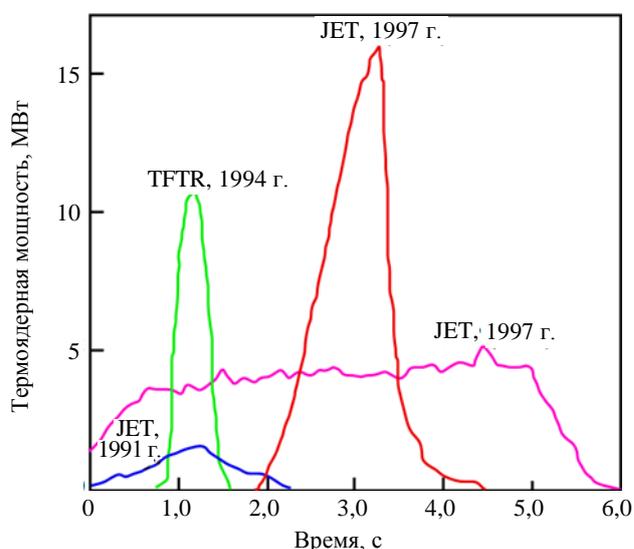


Рис. 5. Термоядерная мощность, генерируемая в D—T-экспериментах на токамаках JET и TFTR

мы в токамаке, ещё не существует. Поэтому создателям следующего поколения установок приходится, опираясь на теорию, анализировать эмпирические зависимости (скейлинги) параметров плазмы от внешних параметров на данной установке, сравнивать результаты с разных установок и находить общие закономерности. Экстраполяция найденного скейлинга в область желаемых, более высоких параметров плазмы (что, вообще говоря, некорректно) позволяет найти параметры новой установки.

Эта процедура и была использована для нахождения параметров крупной международной установки, в которой термоядерная мощность в несколько раз превысит мощность, вложенную в плазму. Первоначально идея создания такой установки ИТЭР (ITER — аббревиатура от английского International Thermonuclear Experimental Reactor) была выдвинута и поддержана учёными Евросоюза, Кореи, Китая, России, США и Японии. Анализировались экспериментальные данные, полученные на разных установках, все они относились к экспериментам с плазмой некруглого сечения и дивертором. ИТЭРа не было, а эти результаты были признаны ИТЭР-подобными. Была сделана попытка найти выражение для времени удержания энергии в этих опытах в виде произведения степенных функций различных параметров эксперимента. Показатели степени для каждой функции изменялись так, чтобы обеспечить минимальное расхождение найденного скейлинга со всей совокупностью экспериментальных данных. Выражение для скейлинга ИТЭР, полученного таким образом, может быть представлено в виде

$$\tau_E = 0,0562 J^{0,93} B^{0,15} \bar{n}_{19}^{0,41} P^{-0,69} R^{1,97} k^{0,78} \varepsilon^{0,58} M^{0,19}, \quad (5)$$

где τ_E — время удержания энергии в плазме, с; J — ток, МА; B — магнитное поле, Тл; n_{19} — плотность, 10^{19} м^{-3} ; R — большой радиус тора, м; P — мощность нагрева плазмы, МВт; M — атомный состав плазмы, ат. ед.; k — вытянутость; ε — тороидальность.

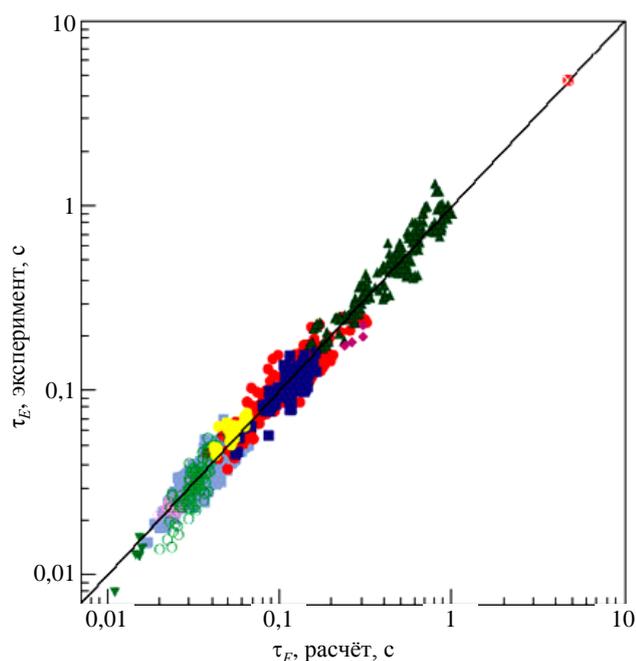


Рис. 6. Сравнение экспериментального энергетического времени жизни с рассчитанным по скейлингу ИТЭР: ■ — ASDEX; ● — DIII-D; ▲ — JET; ◆ — JFT-2M; ◊ — PBX-M; ○ — PDX; ■ — AUG; ● — C-MOD; ▼ — COMPASS-D; ◆ — JT-60U; * — ITER

Если в будущем, в 2030—2040 гг., в экспериментах на ИТЭРе с тритием будут получены значения Q больше 5—10, то это будет означать, что поставленная в середине прошлого века задача нагреть и удерживать — выполнена.

Если не касаться вопросов экономической рентабельности термоядерной энергетики, то после демонстрации на ИТЭРе достижения $Q = 5—10$ остаётся не решенной только одна, по существу, инженерно-технологическая проблема стационарной (т.е. непрерывной в течение месяцев) работы реактора. Без

Сравнение результатов вычислений по скейлингу (5) с имеющейся базой экспериментальных данных показано на рис. 6. Видно, что скейлинг ИТЭРа описывает в пределах 20%-ной ошибки экспериментальные данные, полученные на разных токамаках в разных странах. Экстраполяция скейлинга в область времени удержания 4—6 с, необходимого ИТЭРу, позволяет определить параметры установки ИТЭР.

В 1992 г. было подписано соглашение по инженерному проектированию ИТЭРа. Совместная работа по созданию установки началась. ИТЭР должен продемонстрировать кратковременное (длительность импульса до 1000 с) достижение величины Q в пределах 5—10. Нагрев плазмы за счёт торможения альфа-частиц в этом выражении не учитывается. При зажигании Q стремится к бесконечности. Сегодняшний опыт проектирования и сооружения ИТЭРа, а также результаты экспериментов, проведённых за это время на существующих установках, не дают основания для сомнений в том, что заявленная программная цель ИТЭРа — достижение $Q = 5—10$ — может быть выполнена.

развития методов создания постоянного тока в плазме длительностью 3—10 тыс. ч и надежной работы первой стенки в течение этого времени говорить о создании термоядерного реактора на базе токамака бессмысленно.

В токамаке существование тока в плазме играет важную роль не только на начальной стадии образования и нагрева плазмы, но и в течение всего процесса. Магнитное поле тока при сложении с тороидальным полем создаёт магнитную конфигурацию с вращательным преобразованием. В стационарных условиях нужны другие (не индуктивные) методы генерации тока. Оказалось, что в этом вопросе природа пошла навстречу учёным и инженерам. Теоретически и экспериментально было показано, что в токамаке радиальная диффузия приводит к возбуждению тока в плазме, текущего в тороидальном направлении. Это так называемый бутстреп-ток [27, 28]. Величина этого тока может составлять до 70% от тока плазмы. Остальная доля тока должна создаваться внешней системой.

В стационарных условиях D—T-реактора (при постоянной температуре плазмы) на стенку будет всегда выделяться мощность P_{wall} не меньше, чем сумма мощности, выделенной в альфа-частицах (её доля составляет 3,5/17,7 от полной мощности реактора), и мощности системы поддержания тока $P_{\text{cur. drive}}$. Здесь мы учитываем, что быстрые нейтроны проходят через первую стенку практически без поглощения, а стенка должна воспринять и передать какому-то теплоносителю только мощность, выделенную в плазме альфа-частицами и системой поддержания тока. Естественно, что эффективность нагрева плазмы альфа-частицами должна быть максимальной. Прямое попадание альфа-частиц на стенку ведёт к потере энергии и разрушению стенки. Для этого для альфа-частиц должно быть выполнено условие магнитного удержания $r_L \ll a_{\text{pl}}$, т.е. ларморовский радиус альфа-частицы r_L должен быть много меньше размеров плазмы a_{pl} . Для чего магнитное поле и размер плазмы должны быть максимально велики. Сферические токамаки или компактные торы смогут удовлетворить этому условию только за счёт увеличения малого радиуса шнура.

В ИТЭРе в режиме зажигания средняя тепловая нагрузка будет составлять всего около 0,2 МВт/м². В реакторе эта величина будет расти пропорционально мощности реактора и падать в соответствии с ростом поверхности стенки. Кроме того, появляется некая дополнительная тепловая нагрузка на стенку за счёт мощности для поддержания тока $P_{\text{cur. drive}}$. Важно, что в сумме это не очень большая величина. В обычном двигателе внутреннего сгорания средние тепловые нагрузки выше.

Итак, если отвлечься от экономики, то после достижения в ИТЭРе $Q = 5—10$ только две физико-технические задачи остаются в перспективе работ по термоядерному энергетическому реактору:

— разработка методов эффективной генерации тока в течение тысяч часов;

— проблема первой стенки. Решение следует искать не столько в выборе подходящего материала, сколько в создании такого режима работы токамака, когда достигается максимальное усреднение во времени и пространстве потоков энергии из плазмы. В среднем в термоядерном реакторе потоки тепла на первую стенку не велики. Другое дело — стойкость материала стенки и всей конструкции под действием потока быстрых (14,1 МэВ) нейтронов. Суммарный поток быстрых нейтронов, поглощённых в каком-нибудь узле конструкции (флюенс), определяет время работы этого узла.

На решение этих двух задач (генерация тока и первая стенка), по моему мнению, должна быть ориентирована программа исследований на модернизированной российской установке Т-15. Основные проектные параметры этой установки приведены на рис. 7 [29].

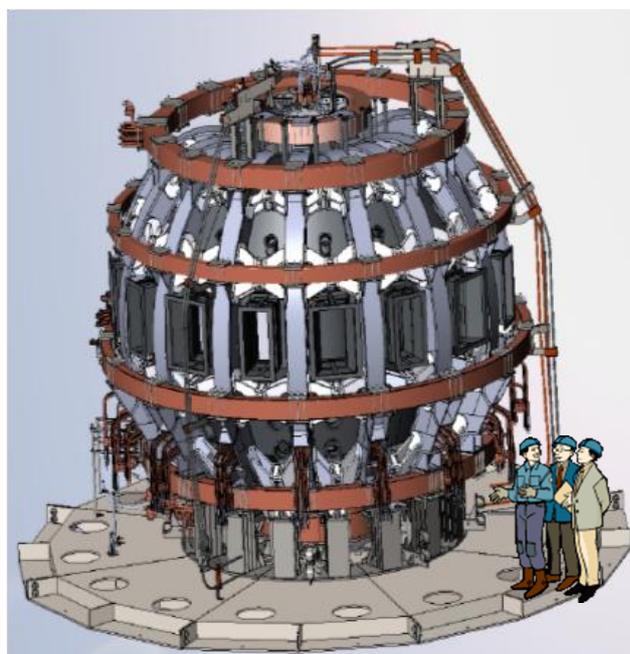


Рис. 7. Модернизируемая установка Т-15. Размеры: $R = 1,48$ м, $a = 0,67$ м, поле $B = 2$ Тл, ток плазмы $J \leq 2$ МА, вытянутость $k \leq 1,9$, мощность нагрева $P_{\text{NB}} \leq 6$ МВт, $P_{\text{EC}} \leq 7$ МВт, время удержания энергии $\tau_E \leq 0,2$ с

На 25-й Международной конференции по физике плазмы и управляемому термоядерному синтезу (Санкт-Петербург, 2014 г.) был представлен ряд докладов, связанных с этими проблемами. В частности, на американской установке DIII-D ток в плазме величиной 1 мегаампер поддерживался в течение 2 с с нулевым вихревым напряжением ($\pm 0,02$ В) за счёт инъекции 10 МВт нейтрального пучка и 3 МВт пучка ЭЦР (рис. 8). Авторы обращают внимание на то, что длительность существования этого режима (нулевое напряжение) определялась длительностью работы инжектора нейтралов [30].

На той же конференции сообщалось, что на стеллараторе LHD длительность существования плазмы с стационарной температурой ионов и электронов, равной 2 кэВ, достигала 48 мин (3 тыс. с) [31]. Средняя плотность гелиевой плазмы с 10%-ной добавкой водорода была $1,2 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3}$. Высокая температура плазмы достигалась введением в объём плазмы в течение всего этого времени 0,9 МВт высокочастотной мощности ионно-циклотронного и 0,3 МВт электронно-циклотронного нагрева (рис. 9). Установка LHD — это стелларатор со сверхпроводящими обмотками, построенный более 15 лет тому назад в Японии. Следует заметить, что в стеллараторе в отличие от токамака для удержания плазмы не требуется создания тороидального тока, текущего по плазме, однако достигнутые в настоящее время результаты по термоизоляции плазмы ниже, чем в токамаке.

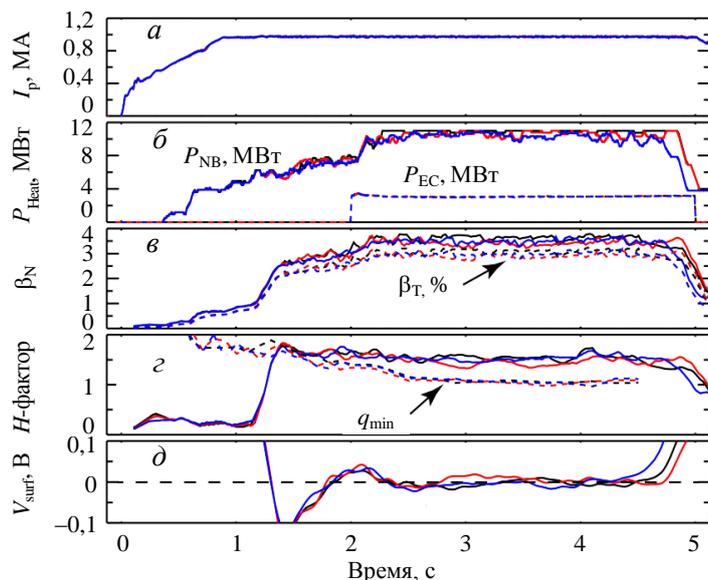


Рис. 8. Безындукционный разряд на токамаке DIII-D: *a* — ток разряда I_p ; *b* — мощность нагрева (P_{Heat}) пучком быстрых нейтралов P_{NB} и СВЧ-волнами P_{EC} ; *c* — нормированное давление плазмы β ; *d* — H-фактор и минимальный по сечению запас устойчивости q_{min} ; *e* — напряжение обхода V_{surf} , близкое к нулю

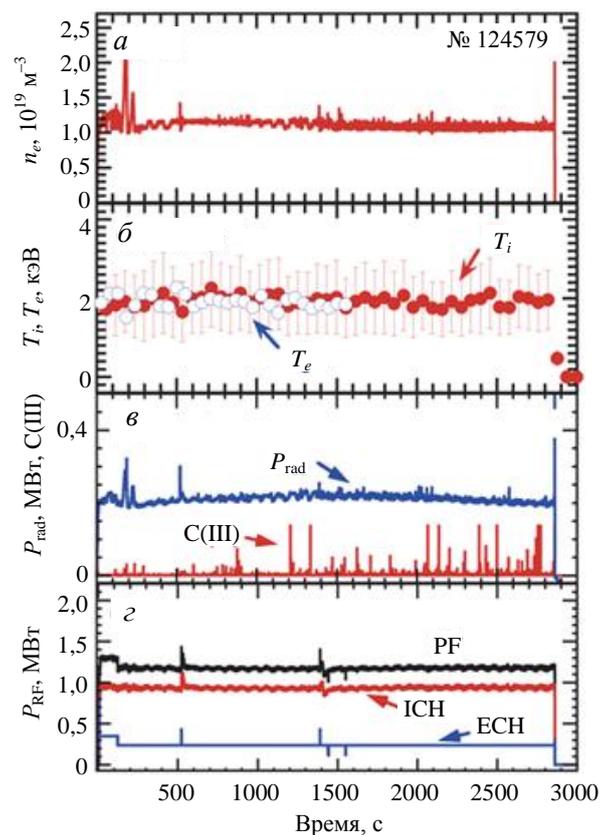


Рис. 9. Импульс длительностью 48 мин на стеллараторе LHD [31]: *a* — плотность $n_e \approx 1,2 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3}$; *b* — температура $T_e \approx T_i \approx 2$ кэВ; *c* — мощность радиационных потерь $P_{\text{rad}} \approx 0,2$ МВт и свечение линии C(III); *d* — ИЦ-нагрев 0,9 МВт + ЭЦ-нагрев 0,3 МВт; рабочий газ гелий + 10% водорода

ке.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Развитие экспериментальных исследований по программе управляемого синтеза в конце прошлого столетия замедлилось в ожидании результатов ИТЭРа. На рис. 10 показано фото строительной площадки ИТЭРа в начале 2015 г.

Успешное выполнение программной цели ИТЭРа оставляет нерешённой проблему стационарной работы реактора — это проблема первой стенки и генерации тока. Решение этой проблемы — основная задача следующего этапа, называемого сейчас одним словом «ДЕМО». Создание ДЕМО — дело будущих поколений исследователей, именно поколений. Я не уверен в том, что мы в создании термоядерной электростанции уже прошли даже половину пути.



Рис. 10. Общий вид строительной площадки ИТЭРа. 2015 г.

Можно ли было пройти эту половину быстрее. Оглядываясь назад, можно сказать, что было можно. Для этого нужно было строить два ИТЭРа. Соревнование между ними ускорило бы решение как технических, так административных проблем. Вспомните С.П. Королева, который написал «Луна твёрдая» и Луноход был. А что бы было, если бы этот вопрос решался на ряде международных симпозиумов и комиссий?

Вначале разработки проекта ИТЭРа было два основных конкурирующих предложения по месту сооружения: Европа и Япония. Предпочтения между участниками проекта разделились ровно поровну: Европа, Россия, КНР и Япония, США, Корея. Если бы решение о параллельном сооружении двух установок было принято, то, я думаю, что первая плазма сегодня уже была бы, по крайней мере, в одной из этих двух установок. Правда, вероятно при этом, над Атлантикой летало бы на пару меньше стратегических бомбардировщиков с каждой из сторон, и самое худшее, что могло случиться, что эти бомбардировщики были бы не самой последней модификации.

Что касается второй возможности практического приложения реакций синтеза, то первоначальная идея создания источника термоядерных нейтронов (ТИН) состояла в том, чтобы создать этот источник за счёт реакций синтеза, используя пучки быстрых атомов и плазму с электронной температурой в несколько сотен электронвольт в качестве мишени. Такой мишенью могла быть плазма токамака с температурой ниже термоядерной (1—2 кэВ), однако интенсивность потока нейтронов в такой установке была бы не очень велика. По оценке авторов идеи, для наработки заметных количеств делящегося материала для атомных электростанций (2000—2500 кг в год) необходимо построить установку с мощностью термоядерных нейтронов 1 ГВт, работающую 80% времени в течение года. Эти оценки соответствуют параметрам ДЕМО, и, таким образом, на данном этапе развития программы токамака параметры следующего шага в создании термоядерной электростанции и ТИНа совпадают.

В завершение хочу выразить глубокую благодарность всем моим коллегам и товарищам по работе за многочисленные обсуждения и помощь в работе. Особая благодарность В.С. Муховатову и С.Е. Лысенко.

REFERENCES

1. **Golovin I.N., Kadomtsev B.B.** State and prospects of controlled thermonuclear fusion. — *Atomnaya energiya (Atomic energy)*, 1996, vol. 81, № 5, pp. 364—372 (in Russian).
2. **Velikhov E.P., Koval'chuk M.V., Azizov E.A. et al.** Fusion neutron source for nuclear fuel production. — *Atomnaya energiya (Atomic energy)*, 2013, vol. 114, pp. 160—165 (in Russian).
3. **Azizov E.A., Velikhov E.P.** Long way to hybrid. — *Priroda (Nature)*, 2013, № 12, pp. 8—16 (in Russian).

4. **Tamm I.E.** Theory of magnetic fusion reactor. P. 1. — In coll.: Plasma physics and problem of controlled thermonuclear reactions. — M.: Pub.house of the USSR Academy of Sciences, 1958, vol. 1, pp. 3—19 (in Russian).
5. **Sakharov A.D.** Theory of magnetic fusion reactor. P. 2. — In the same place, vol. 1, pp. 20—30 (in Russian).
6. **Tamm I.E.** Theory of magnetic fusion reactor. P. 3. — In the same place, vol. 1, pp. 31—41 (in Russian).
7. **Bezbatchenko A.L., Golovin I.N., Kozlov P.I. et al.** Electrodeless discharge with heavy current in toroidal chamber with strong magnetic field. — In the same place, vol. 4, pp. 116—133 (in Russian).
8. **Strelkov V.S.** Study of electrodeless discharge radiations in deuterium. — In the same place, vol. 4, pp. 156—169 (in Russian).
9. **Kurchatov I.V.** On possibility of thermonuclear reactions creation in gas discharge. — *Atomnaya energiya (Atomic energy)*, 1956, vol. 1, № 3, pp. 65—75 (in Russian).
10. **Shafranov V.D.** About stability of cylindrical gas wire in transverse magnetic field. — *Atomnaya energiya (Atomic energy)*, 1956, vol. 5, p. 38 (in Russian).
11. **Kruskal M., Schwarzschild M.** Some instabilities of completely ionized plasma. — *Proc. Roy. Soc.*, 1954, vol. 223A, p. 348.
12. **Dolgov-Savel'ev G.G., Mukhovatov V.S., Strelkov V.S. et al.** Study of toroidal discharge in strong magnetic field. — *ZhETF (JETPh)*, 1960, vol. 38, № 2, p. 394 (in Russian).
13. **Artsimovich L.A., Kartashev K.B.** Impact of transverse magnetic field on toroidal discharge. — *Reports of the USSR AS*, 1962, № 6, pp. 1305—1308 (in Russian).
14. **Artsimovich L.A., Bobrovskiy G.A., Mirnov S.V. et al.** Thermo-insulation of plasma at tokamak facilities. — *Atomnaya energiya (Atomic energy)*, 1967, vol. 22, № 4, pp. 259—264 (in Russian).
15. **Artsimovich L.A., Bobrovskiy G.A., Gorbunov E.P. et al.** Experimental research at tokamak facilities. — In: *Plasma Phys. and Controlled Nuclear Fusion Research*. — Vienna, 1969, vol. 1, pp. 157—172.
16. **Gorbunov E.P., Mirnov S.V., Strelkov V.S.** Energy confinement time of a plasma as a function of the discharge parameters in tokamak-3a. — *Nucl. Fusion*, 1970, vol. 10, pp. 43—51.
17. **Anashin A.M., Gorbunov E.P., Ivanov D.P. et al.** Experiments on laser and microwave probing of plasma and measurements of the diamagnetic effect at the T-3a tokamak facility. — *ZhETF (JETPh)*, 1971, vol. 60, № 6, pp. 2092—2104 (in Russian).
18. **Artsimovich L.A., Anashin A.M., Gorbunov E.P. et al.** Ions heating at T-3a facility. — *Pis'ma v ZhETF (Letters to JETPh)*, 1969, vol. 10, pp. 130—133 (in Russian).
19. **Artsimovich L.A., Anashin A.M., Gorbunov E.P. et al.** Investigations of plasma neutron radiation at T-3a tokamak facility. — *ZhETF (JETPh)*, 1971, vol. 61, № 2 (8), pp. 575—581 (in Russian).
20. **Peacock N.J., Robinson D.C., Forrest M.J., Wilcock P.D., Sannikov V.V.** Measurements of the electron temperature by Thomson scattering in tokamak T-3. — *Nature*, 1969, vol. 224, p. 488.
21. **Artsimovich L.A., Shafranov V.D.** Tokamak with non-circular cross-section of plasma turn. — *Pis'ma v ZhETF (Letters to JETPh)*, 1972, vol. 15, № 1, pp. 72—76 (in Russian).
22. **Spittser L.** Stellarator. — *UFN (APhS)*, 1960, vol. 71, pp. 327—338 (in Russian).
23. **Eubank H. et al.** PLT neutral beam heating results. — *Plasma Physics Control. Nuclear Fusion Researches*, 1979, vol. 1, pp. 167—198.
24. **Alikaev V.V., Bobrovskiy G.A., Poznyak V.I. et al.** Plasma heating in TM-3 tokamak using electron cyclotron resonance at magnetic fields up to 25 kE. — *Fizika plazmy (Plasma Physics)*, 1976, vol. 2, pp. 390—395 (in Russian).
25. **Wagner F.** A quarter-century of H-mode studies. — *Plasma Phys. Control. Fusion*, 2007, vol. 49, P.B1.
26. **ITER Physics Basis Editors et al.** ITER physics base. — *Nucl. Fusion*, 1999, vol. 39, № 12, pp. 2137—2682.
27. **Galeev A.A.** Diffusion-electrical phenomena in plasma, confined in tokamak. — *ZhETF (JETPh)*, 1970, vol. 59, p. 1378 (in Russian).
28. **Rosenbluth M.D., Hazeltine R.D., Hinton F.L.** Plasma transport in toroidal confinement systems. — *Phys. Fluids*, 1972, vol. 15, p. 116.
29. **Azizov E., Khvostenko P., Belyakov V., Bondarchuk E. et al.** Status of upgrading project of tokamak T-15. — In: *Proc. 25th IAEA Fusion Energy Conf. Saint Petersburg, 2014*. Rep. FIP/3-2.
30. **Petty C.C., Turco F., van Zeeland M.A., Holcomb T., Kinsey J. et al.** Achieving steady-state conditions in high-beta hybrid scenario in DIII-D. — *Ibid.*, Rep. PPC/P2-36
31. **Kasahara H., Yoshimura Y., Nagasaki K., Tokitani M. et al.** Progress of high-performance steady-state plasma and critical PWI issue in LHD. — *Ibid.*, Rep. EX/7-3.

AUTHORS

Strelkov V.S. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Strelkov_VS@nrcki.ru

Received 10 December 2015
 Problems of Atomic Science and Technology
 Ser. Thermonuclear Fusion, 2016, vol. 39, issue 1, pp. 5—14.