

УДК 621.039.0623

## ОБ УНИФИКАЦИИ ПОДХОДОВ К ВЫБОРУ ПАРАМЕТРОВ ТОКАМАКОВ И НЕКОТОРЫХ ЦЕЛЯХ ДАЛЬНЕЙШЕГО РАЗВИТИЯ НАЦИОНАЛЬНЫХ ТЕРМОЯДЕРНЫХ ПРОГРАММ

*Э.А. Азизов (РНЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия), А.Б. Минеев (ФГУП «НИИЭФА им. Д.В. Ефремова», Санкт-Петербург, Россия)*

Обсуждается проблема унификации подходов к выбору параметров токамаков, основанной на общепринятых принципах работы современных токамаков и фактически используемой как при моделировании процессов в горячем плазменном шнуре, так и в расчётно-проектных работах по созданию новых экспериментальных установок. Приведён краткий обзор целей и физико-технических параметров токамаков, рассматриваемых в качестве основы национальных программ УТС.

**Ключевые слова:** токамак, H-мода, ELMs, тепловые потоки в дивертор, возобновляемые покрытия, литиевая программа.

ON UNIFICATION OF APPROACHES FOR CHOICE OF TOKAMAK PARAMETERS AND ON SOME GOALS OF FURTHER DEVELOPMENT OF NATIONAL FUSION PROGRAMMES. E.A. AZIZOV, A.B. MINEEV. Unification of approaches to the choice of tokamak parameters, based on general principles of tokamak operation and actually used under modeling of processes in the hot plasma column and in calculations/designing of new experimental facilities, is discussed. A concise review of goals and physics-engineering tokamak parameters considered as the basis for national programmes in controlled thermonuclear fusion is given.

**Key words:** tokamak, H-mode, ELMs, heat fluxes in divertor, recoverable coatings, lithium programme.

### ВВЕДЕНИЕ

Проект ИТЭР — первого международного экспериментального реактора-токамака — перешёл в стадию сооружения. В связи с этим становится актуальным обсуждение плана дальнейших термоядерных исследований на токамаках. Следующим важнейшим этапом этих исследований должно стать создание прототипа термоядерной установки для промышленного производства электроэнергии — демонстрационного термоядерного реактора ДЕМО, а также формулировка задач, которые должны решаться на этих установках.

Кроме решения задачи создания энергетики на основе использования «чистых» термоядерных реакторов, целесообразно ещё раз проанализировать другие возможные способы применения термоядерных установок, что позволит определить круг проблем, от своевременного решения которых будут зависеть скорость и масштабы использования энергии синтеза. При этом всё большую роль должны будут играть технико-экономические исследования в обоснование целесообразности развития таких работ. Проведённые ранее исследования [1] показали принципиальную перспективность гибридных термоядерных установок различного назначения, однако их практическая целесообразность должна быть более внимательно проанализирована.

Целью данной статьи авторы поставили анализ некоторых проблем физического характера, решение которых может стать целью работ на действующих или планируемых к сооружению токамаках, а также обсуждение возможного места гибридных термоядерных реакторов в системе атомной энергетики.

В статье использованы материалы, содержащиеся в докладах 18-й Международной конференции по взаимодействию плазмы с поверхностью PSI'18 (Тоledo, Испания, 2008).

### ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ, ПРИНИМАЕМЫЕ ЗА ОСНОВУ ПРИ МОДЕЛИРОВАНИИ И ПРОЕКТИРОВАНИИ СОВРЕМЕННЫХ ТОКАМАКОВ

К настоящему времени по результатам исследований на крупнейших действующих токамаках сформулирован ряд общепринятых положений, используемых при моделировании и проектировании токамаков (ОПТ), которые положены в основу при выборе конфигурации и параметров ИТЭР, а также при моделировании процессов, выборе геометрии плазменного шнура, способа вывода энергии и тока из плазмы [2, 3]. Отметим, что практически все вновь создаваемые и проектируемые токамаки базируются на ОПТ.

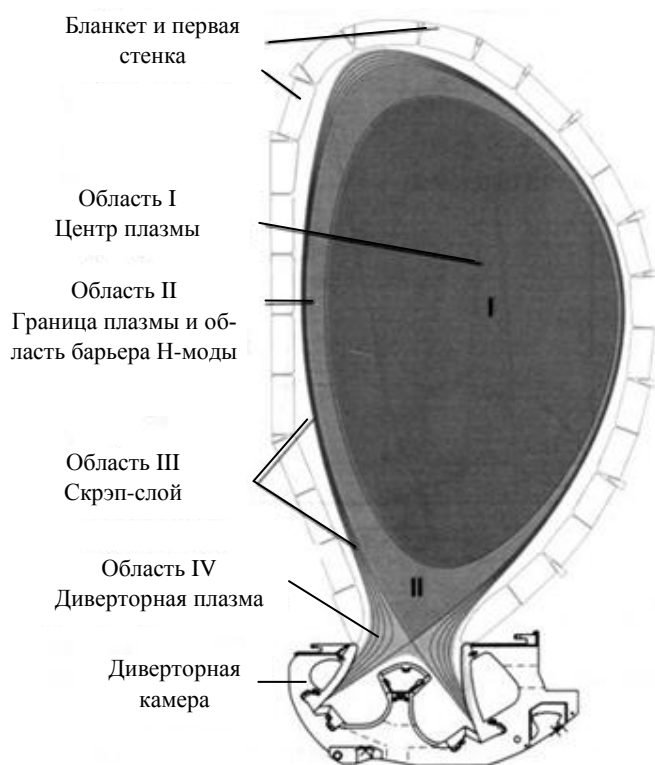


Рис. 1. Токамак ИТЭР, вид сечения плазмы (см. [2], с. 2144)

Уже сейчас, задолго до получения результатов исследований на ИТЭР, целесообразно начать продумывать дальнейшие шаги развития термоядерной программы, в том числе следует критически рассмотреть ряд положений, лежащих в основе ОПТ, с тем, чтобы предложить для обсуждения задачи, решение которых необходимо для уточнения ОПТ.

**Режим удержания плазмы и проблемы, связанные с наличием периферийной активности плазмы (ELM) в режиме Н-моды.** Обычно принимается, что работа в режиме улучшенного удержания плазмы (Н-мода) необходима в крупных установках масштаба реактора.

В то же время при переходе в Н-моду в токамаках (L—Н-переход) в плазме проявляется активность мод, локализованных на границе плазмы (ELMs), характеризующаяся их периодической генерацией и распадом [4—6]. При переходе в Н-моду на периферии плазмы формируются транспортный барьер (ЕТВ) и пьедестал на профиле давления плазмы, благодаря чему увеличивается энергия плазмы и энергетическое время её удержания.

При периодическом распаде ELMs часть энергии плазмы (обычно менее нескольких процентов для ELMs типа I) выделяется на компонентах первой стенки, обращённых к плазме (PFC). При этом сильно растёт эрозия пластин дивертора (примерно на порядок величины). Как показали расчёты, для ИТЭР эрозия может превысить допустимый уровень. Поэтому в проекте ИТЭР принято решение попытаться исключить возможность появления ELM [7] с помощью специальных обмоток, воздействующих на магнитную конфигурацию периферии шнура (Resonant Magnetic Perturbation coils). Ток, протекающий по таким обмоткам, приводит к стохастизации «хорошей» магнитной конфигурации на периферии плазмы, в результате чего можно ожидать:

- некоторого ухудшения удержания плазмы в ИТЭР;
- перераспределения тепловых потоков между первой стенкой и дивертором (с увеличением доли мощности, падающей на первую стенку).

Такой видится плата за исключение ELMs в Н-моду удержания плазмы. Для ИТЭР такая плата может считаться приемлемой, но для установок промышленного реактора может оказаться более предпочтительной даже работа в L-моду удержания, свободной от ELMs и, соответственно, от проблем с повышенной эрозией.

**О выборе конфигурации плазмы.** Выбор между лимитерной или диверторной конфигурацией плазмы является в настоящее время предметом дискуссий, особенно из-за очень больших ожидаемых

Перечислим основные положения ОПТ:

- магнитная конфигурация плазмы вытянута по вертикали (рис. 1);
- в области плазмы предполагается низкий уровень полей ошибок и стохастических полей;
- режим удержания соответствует так называемой Н-моду;
- конфигурация плазмы диверторная, однонулевая, основная часть энергии, выходящей из плазмы, выделяется на пластинах дивертора;
- концентрация плазмы близка к пределу Гринвальда;
- давление плазмы близко к определяемому МГД-пределами;
- предполагается близость проводящих стенок к плазме, что улучшает МГД-устойчивость;
- режим работы квазистационарный, предполагающий возможность управления глобальными неустойчивостями;
- предполагается наличие мощной системы нагрева плазмы и генерации токов увлечения, достаточной для перехода к квазистационарному режиму.

удельных тепловых потоков в диверторную область в реакторе ДЕМО. В этой связи принципиально важными оказались эксперименты, проведённые на токамаке JET [8], в которых Н-мода удержания была достигнута в лимитерной конфигурации плазмы. Лимитерная конфигурация плазмы имеет ряд преимуществ. Так, согласно [8] возрастает объём плазмы, появляется больше возможностей перемещения сепаратрисы по области контакта плазмы с поверхностью стенки, что позволит увеличить время жизни контактных пластин. Кроме того, упрощается возможность управления плазмой.

Вопрос о выборе между диверторной и лимитерной конфигурациями плазмы остаётся открытым. В этом смысле важной является комплексная экспериментальная проверка возможностей организации литиевой первой стенки в торе.

**Проблемы тепловых нагрузок в дивертор и теплоотвода от PFC.** В ИТЭР выбрано следующее сочетание материалов первой стенки, обращённых к плазме (PFC — plasma facing components): графит-вольфрамовый дивертор и первая стенка из металлического бериллия, позволяющих обеспечить стационарный отвод тепла на уровне соответственно  $\sim 10$  и  $\sim 1$  МВт/м<sup>2</sup>.

Предполагается, что в ходе рабочего импульса ИТЭР величина удельного теплового потока на пластинах дивертора достигнет  $\sim 10$  МВт/м<sup>2</sup>, что близко к верхнему пределу возможности теплоотвода для твёрдых PFC. С ростом нейтронного потока  $p_n$  величина удельной тепловой нагрузки  $p_{div}$  растёт. Поэтому так как нейтронный поток для ИТЭР масштаба  $p_n \sim 0,5$  МВт/м<sup>2</sup>, а для ДЕМО ожидается на уровне  $\sim 2\text{—}3$  МВт/м<sup>2</sup>, то при переходе от ИТЭР к ДЕМО и прежних подходах к созданию дивертора удельная тепловая нагрузка на пластины дивертора может увеличиться до  $30\text{—}100$  МВт/м<sup>2</sup> [9]. Отвод потоков такой мощности в стационарных условиях с помощью твёрдой неподвижной стенки невозможен.

В настоящее время предлагается несколько путей разрешения этой проблемы:

— дивертор, включающий твёрдые движущиеся элементы (например, вращающиеся цилиндры [9] или дивертор типа «сыплющегося песка» [10]);

— специальные конфигурации дивертора (например, так называемый «длинный» дивертор с расширением потока [11] или так называемый «естественный дивертор» [12]);

— дивертор с использованием жидкометаллических теплоприёмников, например, поглощающей поверхности из жидкого лития [13, 14];

— дивертор с применением периодически возобновляемых покрытий из содержащих бор материалов с интенсивной откачкой в диверторной области: тонкое ( $\sim 100$  мкм) возобновляемое покрытие из карбида бора ( $B_4C$ ) или карборана ( $C_2B_{10}H_{12}$ ) [15]) или из пористого вольфрама с возобновляемым покрытием из бора [16], которые используют уникальные свойства бора — низкую проницаемость для изотопов водорода и низкий заряд ядра.

Предельные возможности отвода тепла жидкометаллическим теплоносителем (литий) могут быть определены в процессе исследований на ускорительном нейтронном источнике IFMIF (International Fusion Materials Irradiation Facility) — спутниковой программы ИТЭР, которая должна определить материалы, способные работать в термоядерных реакторах при больших нейтронных флюенсах [17, 18]. Для обеспечения отвода тепла при ожидаемых в ДЕМО нейтронных потоках движущаяся литиевая мишень должна выдерживать тепловые нагрузки  $\sim 1000$  МВт/м<sup>2</sup>. Отвод таких потоков тепла в IFMIF может быть обеспечен лишь при условии создания плоской струи лития, двигающейся со скоростью  $\sim 20$  м/с. В торообразных камерах термоядерных реакторов-токамаков технические и технологические трудности создания стационарных литиевых стенок и теплоприёмников, даже рассчитанных на существенно более низкие тепловые потоки, значительно выше, чем в IFMIF, также представляют собой сложную задачу.

**О работе вблизи предела Гринвальда.** В экспериментах на токамаках установлено, что концентрация плазмы  $n_e$  ограничивается так называемым пределом Гринвальда  $n_G = I_p/\pi a^2$  [ $10^{20}$  м<sup>-3</sup>, МА, м]. В то же время для обеспечения достаточно большой мощности реакций синтеза  $P_{fus} \sim n^2$  желательно обеспечение максимально возможной концентрации плазмы. На ранней стадии работ по проекту ИТЭР это желание привело к выбору очень большой относительной концентрации плазмы [2], превышающей предел Гринвальда (при  $n_e = 1 \cdot 10^{20}$  м<sup>-3</sup>,  $I_p = 21$  МА,  $a = 2,8$  м отношение  $n_e/n_G$  составляло 1,17). На современной стадии проекта [3] отношение  $n_e/n_G$  уже несколько меньше предела,  $n_e/n_G = 0,84$  ( $n_e = 1 \cdot 10^{20}$  м<sup>-3</sup>,  $I_p = 15$  МА,  $a = 2,0$  м).

При приближении к пределу Гринвальда появляется целый комплекс проблем:

— увеличивается частота срывов;

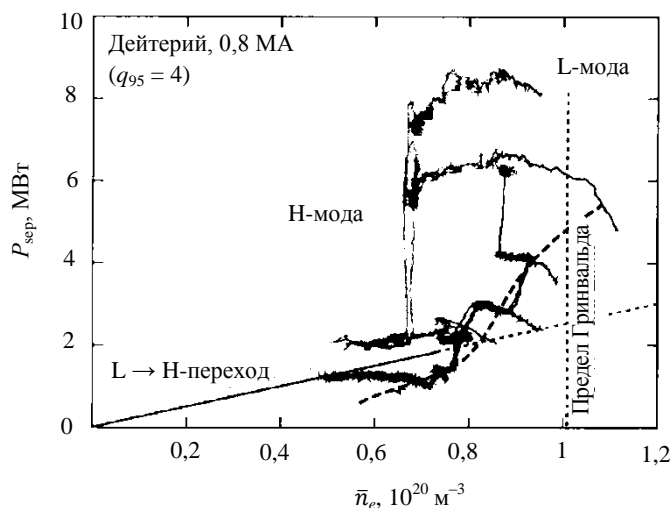


Рис. 2. Зависимость мощности L—H-перехода вблизи предела Гринвальда в токамаке ASDEX-U [2, 19]

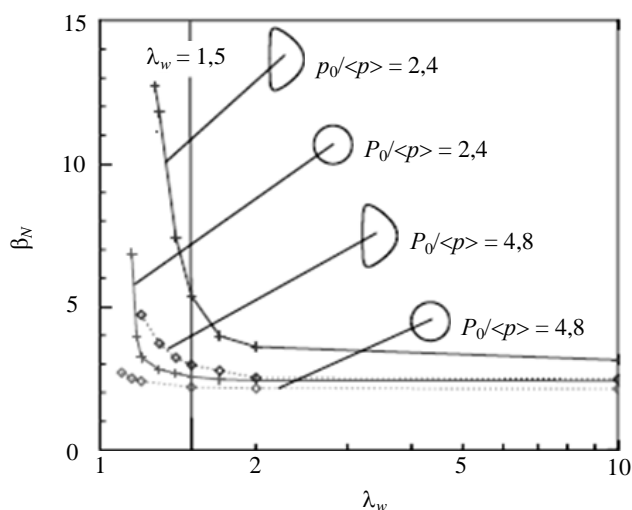


Рис. 3. Зависимость  $\beta_N$  от  $\lambda_w$  [3, 20]

На рис. 3 [3, 20] приведены результаты моделирования зависимости нормализованной  $\beta$  плазмы от относительного удаления стенки камеры  $\lambda_w$  ( $\lambda_w = a_w/a$  — отношение расстояния от центра плазмы до стенки к расстоянию до границы плазмы). Видно, что с точки зрения достижения больших  $\beta$  выгодно работать в области  $\lambda_w \leq 1,5$ .

На рис. 4 приведены результаты наших расчётов зависимости предельного значения вытянутости плазмы  $k_{\max}$  от степени удаления стенки камеры от плазмы  $\lambda_w$  при различной степени пикированности профиля тока плазмы (здесь величина предельной вытянутости  $k_{\max}$  является предельной с точки зрения работоспособности системы пассивной стабилизации, разделяя области резистивных (миллисекунды) и альфвеновских (микросекунды) характерных времён развития неустойчивости плазмы по вертикали). При расчётах предполагалось, что степень вытянутости вакуумной камеры  $k_w$  несколько больше, чем плазмы, т.е.  $k_w \approx 1,2k$  (с учётом размещения диверторной зоны в нижней части вакуумной камеры). Видно, что и в этом случае область  $\lambda_w \leq 1,5$  более предпочтительна с точки зрения достижения больших значений вытянутости плазмы.

Отметим, что именно в этой области по параметру относительной удалённости стенок  $\lambda_w$  ( $\lambda_w \leq 1,5$ ) выбрана конструкция ИТЭР: согласно [2, 3]  $\lambda_w = 1,48$  — для первоначальной геометрии проекта ИТЭР (1998) и  $\lambda_w = 1,5$  — для современной стадии проекта ИТЭР.

— возможен неконтролируемый переход из H- в L-моду удержания плазмы (рис. 2 из [2, 19]) и обратно, что усложняет управление плазмой;

— потоки тепла между первой стенкой и дивертором перераспределяются так, что усложняется проблема отвода тепла уже от первой стенки.

Допустимая степень близости отношения концентрации плазмы  $n_e$  к пределу Гринвальда, особенно для установок «за ИТЭР» (ДЕМО, промышленный реактор), нуждается в дополнительном исследовании.

**Малый зазор между плазмой и первой стенкой.** Как необходимость пассивной стабилизации плазмы, так и максимизация параметра  $\beta$  требуют минимизации расстояния между стенкой вакуумной камеры и плазмы. Эта ситуация иллюстрируется зависимостями, приведёнными на рис. 3 и 4.

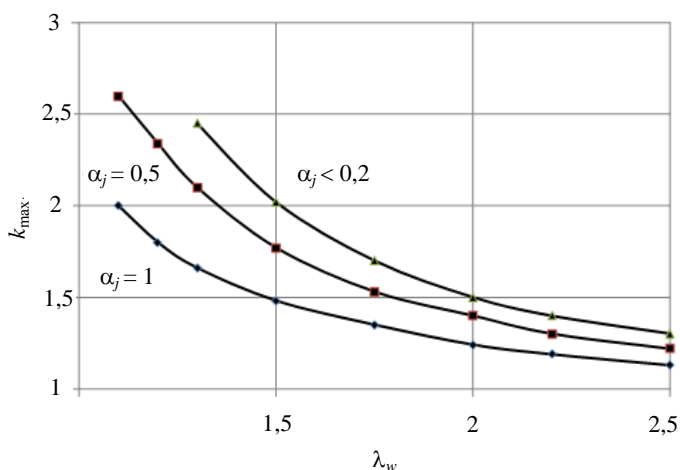


Рис. 4. Зависимость максимальной вытянутости  $k_{\max}$  от степени удалённости стенок  $\lambda_w$  и от степени пикированности профиля тока плазмы  $\alpha_j$

Таким образом, для конфигурации плазмы, подобной принятой в ИТЭР ( $k \sim 1,7$ ), степень удалённости проводящей стенки от границы плазмы не должна превышать 1,5, а при большей вытянутости стенка должна быть ещё ближе к плазме ( $\lambda_w < 1,5$ ).

## О ВОЗМОЖНЫХ ЦЕЛЯХ РАЗВИТИЯ НАЦИОНАЛЬНЫХ ТЕРМОЯДЕРНЫХ ПРОГРАММ

В связи с необходимостью решения поставленных вопросов, касающихся уточнения ОПТ, кратко сформулируем задачи, которые считаем целесообразным поставить при планировании исследований на модернизируемых существующих и сооружаемых новых установках в интересах программы ИТЭР и «за ИТЭР».

Новое поколение установок рассчитано на работу с очень длинным импульсом, вытянутой плазмой, предельными характеристиками по концентрации и давлению плазмы, с высокими значениями тепловых потоков на внутрикамерные элементы, что позволит получить информацию, необходимую для разработки ДЕМО и уточнения ОПТ.

**Модернизация крупнейших существующих токамаков в поддержку программы ИТЭР.** Программа, предполагаемая к реализации на двух наиболее крупных работающих токамаках (JET, JT-60U), ориентирована на решение физических и материаловедческих задач, стоящих перед проектом ИТЭР (борьба со срывами и ELM, исследование материалов и организация процессов на первой стенке, материалы для дивертора и др.). На токамаках JET, JT-60U (ныне JT-60SA) предполагается получение конфигураций плазмы, геометрически подобных ИТЭР, что делает более надёжной экстраполяцию экспериментальных данных на параметры ИТЭР.

Отметим некоторые цели этих исследований.

Цели модернизации JET [21]:

— изучение поведения первой стенки с использованием тех же материалов-компонентов, обращённых к плазме (PFC), что и в ИТЭР (первая стенка, покрытая бериллием, вольфрам и углеродный композит CFC в области дивертора). Цель — исследование влияния тепловых потоков на первую стенку и в дивертор при длительном нагружении и работоспособности внутрикамерных элементов;

— развитие технологии инжекции нейтралов (увеличение как мощности нагрева с 25 до 35 МВт, так и длительности нагрева до 20 с);

— развитие техники частотной (до 50 пеллет/с) инжекции пеллет.

Цели модернизации JT-60 (JT-60 SA), [22]):

— изучение процессов отвода тепла от приёмных пластин дивертора, выполненных из CFC;

— исследование возможности получения потоков на диверторные пластины до  $15 \text{ МВт/м}^2$  и на первой стенке — до  $1 \text{ МВт/м}^2$ , несколько превышающих принятые в ИТЭР (соответственно 10 и  $0,5 \text{ МВт/м}^2$ );

— изучение влияния вводимой в плазму мощности инжекции (до 41 МВт) и длительности нагрева (более 100 с) на процессы в плазме и параметры плазмы, с учётом изменений условий ввода пучков.

**Ввод в эксплуатацию новых токамаков со сверхпроводниковой магнитной системой и длительным (более 100 с) разрядом.** Одним из основных положений ОПТ, необходимых в плане приближения к промышленным установкам, является квазистационарный режим работы. Важные результаты в этом режиме получены на токамаке TORE SUPRA. Ввод в эксплуатацию новых токамаков со сверхпроводниковой магнитной системой (EAST [23] и KSTAR [24]) позволит исследовать и, возможно, решить проблемы поддержания стационарного состояния плазменного шнура с термоядерными параметрами.

Основные проектные параметры:

Установка ...	EAST [23]	KSTAR [24]
Тип сверхпроводника ...	NbTi	Nb <sub>3</sub> Sn (TF, PF1—PF5) NbTi (другие обмотки)
Большой радиус тора, м ...	1,7	1,8
Малый радиус плазмы, м ...	0,4	0,5
Вытянутость плазмы ...	1,6—2	2
Тороидальное поле на оси плазмы, Тл ...	3,5	3,5
Основная конфигурация плазмы ...	Double Null	Double Null

Ток плазмы, МА ...	1,5	2
Длительность импульса при полном токе плазмы, с ...	1000	300
Мощность дополнительного нагрева плазмы $P_{aux}$ , МВт ...	Общая — 24: NBI — 8 ICRH — 6 LHCD — 8 ECRH — 1,5	Общая — 26: NBI — 16 ICRH — 6 ECRH — 1 LHCD — 3

Важная особенность обеих установок наряду со сверхпроводниковой магнитной системой заключается в очень высокой удельной мощности нагрева:  $P_{aux}/V_{pl}$  — до 2—2,5 МВт/м<sup>3</sup> и  $P_{aux}/R$  — до 15 МВт/м.

**Проект установки с предельно высокой удельной мощностью нагрева.** Поиск конфигураций и режимов, упрощающих проблему отвода тепла из области дивертора с неподвижными теплоприёмными элементами при больших удельных тепловых нагрузках, характерных для ДЕМО, является одной из важнейших задач.

Следуя тенденции создания специализированных токамаков, например, токамака КТМ [25, 26], R. Goldston с коллегами предлагает создать американский материаловедческий токамак с компактной (аспектное отношение  $A = 1,9—2$ ) конфигурацией плазмы. Параметры токамака NHTX (National High-power advanced Torus eXperiment) [11] с «тёплой» магнитной системой:

Тип проводника ...	Медь
Большой радиус тора, м ...	1
Малый радиус плазмы, м	0,55
Вытянутость плазмы ...	~3
Тороидальное поле на оси плазмы, Тл ...	2
Основная конфигурация плазмы ...	DN
Ток плазмы, МА ...	3,5
Длительность импульса при полном токе плазмы, с ...	200—1000
Мощность дополнительного нагрева плазмы $P_{aux}$ , МВт ...	Общая — 50: NBI — 30, RF — 18

В такой установке предполагается достичь предельно высокого уровня удельной мощности нагрева плазмы,  $P_{aux}/V_{pl} = 3$  МВт/м<sup>3</sup> и  $P_{aux}/R = 50$  МВт/м. Последняя величина примерно вдвое превышает значение этой величины в ИТЭР и находится на уровне проектов установок Component Test Facility (CTF) [10, 27, 28]. В результате NHTX может стать удобной установкой для исследования отвода тепла при очень высокой удельной мощности нагрева, отработки большинства реакторных теплофизических проблем и, соответственно, проверки ОПТ.

Другие особенности NHTX:

- очень длинный дивертор (так называемый Супер-Х-дивертор);
- использование жидкого лития в качестве материала стенки, обращённой к плазме;
- очень высокая рабочая температура первой стенки  $T_{FW} \approx 600$  °С.

На установках NHTX и CTF, возможно, важнейшими будут отработка режимов с очень мощным стационарным нагревом плазмы, необходимых для реактора, и создание адекватных этим режимам первой стенки и дивертора.

**О российской программе модернизации действующих и создания новых токамаков.** Российская программа работ по проблеме УТС находится в настоящее время в состоянии поиска и выбора наиболее перспективного направления. Кроме концептуального исследования как чисто термоядерных систем, так и систем типа синтез—деление, она может включать в себя и создание ряда новых токамаков. Отметим в связи с этим особенности деятельности в этом направлении в двух ведущих термоядерных центрах России (РНИЦ «Курчатовский институт» и Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований).

В РНИЦ «Курчатовский институт» предполагается в ближайшее время сосредоточить усилия на решении проблемы поддержания стационарного горения высокотемпературного плазменного шнура на токамаке Т-15 с круглым сечением плазмы [29], а также новом токамаке с вытянутым сечением плазмы Т-15 МД при большой мощности нагрева плазмы, на дальнейшем развитии гиротронной техники и исследовании возможности создания стационарно работающей стенки на основе литийсодержащих структур.

В ТРИНИТИ продолжаются работы по литевой первой стенке и по созданию компактных токамаков в поддержку развития ядерной энергетики, в том числе для утилизации радиоактивных отходов [30, 31].

Опыт создания токамаков в России пополнился в последнее время опытом сооружения двух новых термоядерных установок — токамаков Глобус-М для ФТИ им. А.Ф. Иоффе и КТМ для Республики Казахстан.

Сферический токамак Глобус-М ( $R = 0,36$  м,  $a = 0,24$  м,  $k = 2$ ,  $B_t = 0,5$  Тл,  $P_{\text{aux}} = 1$  МВт) [32] — небольшой современный сферический токамак с интересной программой, направленной на поиск предельных параметров плазмы и новых подходов к организации нагрева плазмы и подпитки её топливом. В настоящее время это единственный работающий российский токамак с дивертором. Ближайшей целью программы Глобус-М является увеличение тороидального поля до 0,8—1 Тл, что приведёт к дальнейшему росту параметров плазмы и улучшению поглощения подводимой к плазме ВЧ-мощности и пучков нейтралов. Кроме того, на токамаке Глобус-М предполагается развитие диверторной программы и исследований материаловедческого плана.

КТМ ( $R = 0,9$  м,  $a = 0,45$  м,  $k = 1,7$ ,  $B_t = 1$  Тл,  $P_{\text{aux}} = 5$  МВт) [25, 26] является первым в мире технологическим токамаком, в котором предусмотрена быстрая замена теплоприёмных пластин дивертора через специальный шлюз без вскрытия камеры.

Одной из основных задач токамака КТМ, сборка уже изготовленных элементов которого происходит в настоящее время в г. Курчатове Республики Казахстан, является проверка правильности положений ОПТ. ОПТ была взята в качестве основы при расчётах и моделировании сценария работы КТМ, начиная с момента формирования замкнутой магнитной конфигурации плазменного шнура после пробоя до выхода на плато тока и поддержания квазистационарного состояния в ходе дополнительного нагрева. Дополнительный нагрев плазмы в КТМ позволяет надеяться на достижение тепловых потоков на первую стенку до 3 МВт/м<sup>2</sup> и в дивертор — до 20 МВт/м<sup>2</sup>. Подтверждение работоспособности КТМ и достижение на этой установке проектных параметров в соответствии с расчётными сценариями позволят обоснованно судить о приемлемости ОПТ при расчётах и моделировании источников термоядерных нейтронов, а также гибридных систем синтез—деление.

## ОПЫТ И РАЗВИТИЕ КОМПАКТНЫХ ГИБРИДНЫХ СИСТЕМ

Подробный анализ развития концепций гибридных систем (синтез—деление) не является целью данной статьи. В статье только кратко освещена возможность использования ОПТ для разработки плазмофизической части гибридного реактора.

За истекший период времени были рассмотрены ряд направлений развития концепции и их приложения в подкритических режимах:

- производство главным образом энергии;
- производство энергии и ядерного топлива;
- производство в основном ядерного топлива и водорода в качестве топлива для различных энергоустановок;
- трансмутация радиоактивных отходов ядерной энергетики, особенно минорных актинидов [31].

Показано, что применение гибридных систем позволяет существенно снизить требования к параметрам плазмы в термоядерных реакторах, приближая их к уже достигнутым в экспериментах на существующих установках, что позволяет при расчётах и проектировании максимально использовать ОПТ.

Отметим некоторые новые моменты в исследованиях гибридных систем.

В Европе до сих пор рассматривались в основном варианты чисто термоядерного реактора.

В то же время согласно высказыванию Р.Н. Rebut [8] концепция систем типа синтез—деление может «позволить гармонизировать развитие чисто термоядерного УТС». В работе Р.Н. Rebut [8] сформулированы основные преимущества гибридных систем:

- требования к конструкционным материалам и изоляции (радиационная стойкость, уровень активации и др.) снижаются в 5—50 раз по отношению к чисто термоядерному варианту реактора. В результате в гибридных реакторах могут быть применены уже существующие материалы, и поэтому они могут быть созданы значительно раньше, чем чисто термоядерные;

— использование гибридных систем в ядерной энергетике позволит увеличить топливные ресурсы тепловых ядерных реакторов по крайней мере на порядок;

— могут быть решены проблемы обращения с минорными актинидами и накопления радиоактивных отходов.

Исследования ниши гибридных систем в ядерной энергетике проводятся уже в течение многих лет в России, США, Японии, и их результаты достаточно хорошо известны. Здесь следует отметить последовательную позицию китайских исследователей по развитию концепции Fusion Driven System (FDS) [33—35]. Некоторые элементы этой концепции уже реализованы на китайском токамаке EAST, недавно введённом в эксплуатацию. Концепция FDS включает в настоящее время анализ следующих составляющих:

— FDS-I, подкритическая система для трансмутации минорных актинидов;

— FDS-II, энергетический реактор;

— FDS-III, высокотемпературный термоядерный реактор для получения главным образом водорода;

— FDS-ST, гибридный (синтез—деление) сферический токамак-реактор.

Сделаем несколько общих замечаний по возможности использования гибридных систем.

Гибридные системы ещё во второй половине XX века рассматривались как наиболее быстро реализуемое направление практического использования УТС. Необходимо отметить, что разработчики первых концептуальных предложений до конца не представляли всю совокупную сложность проблем физического плана и не могли представить убедительного экономического обоснования. Разработка этих концепций, по существу, базировалась преимущественно на эвристических представлениях, имеющих слабое экспериментальное и теоретическое обоснование.

Поэтому как размеры, так и параметры предлагаемых реакторов были плохо обоснованы и не могли быть использованы для практической реализации. В то же время выполненные в тот период работы в значительной степени подготовили термоядерное сообщество к восприятию гибридных систем как одного из перспективных направлений комплексного развития ядерной энергетике.

Большая пауза в развитии гибридных систем, вызванная политическими соображениями, хотя и задержала развитие ядерно-физической части исследований, но не повлияла на создание необходимой плазменно-физической базы данных для разработки токамаков, обладающих требуемыми для гибридных систем параметрами.

Анализ и обобщение этой базы данных, как было сказано, стимулированные работами над проектом ИТЭР, привели к определению базовых принципов работы токамаков с термоядерными параметрами, которые легли в основу ОПТ. В случае токамаков, используемых в комплексах синтез—деление, требования к параметрам плазмы могут быть заметно снижены. Следствием этого будет уменьшение тепловых и радиационных нагрузок на первую стенку и дивертор, что позволит значительно упростить технические и инженерные решения, в том числе для компактных токамаков. С одной стороны, снижение требований к плазме в гибридных системах даёт большие основания для использования ОПТ в расчётах. С другой стороны, возможность создания компактных гибридных установок позволит в реальных условиях проверить правильность положений ОПТ.

С использованием ОПТ разработано несколько концептуальных предложений гибридных реакторов различного назначения [30, 31]. Первым из них является концепция компактного токамака как источника термоядерных нейтронов для трансмутации минорных актинидов из отработанного ядерного топлива. Для такого токамака характерны низкое аспектное отношение ( $A = 2$ ), теплая электромагнитная система и инжекция пучков быстрых нейтралов с двумя энергиями частиц. В сравнительно небольшой установке возможна трансмутация минорных актинидов от  $\sim 10$  тепловых ядерных реакторов типа ВВЭР-1000.

Следующим актуальным шагом, связанным с тем, что опасения по поводу возможности распространения технологий создания ядерного оружия с помощью гибридных систем оказались преувеличенными, является разработка источников термоядерных нейтронов для наработки ядерного топлива в циклах  $^{232}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{U}$  и  $^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$ . Использование ОПТ для разработки плазмофизической части гибридного реактора-наработчика топлива позволяет разработать предельно компактную установку со сверхпроводящей магнитной системой, бланкетом и защитой сверхпроводящих обмоток от радиационных повреждений.



Хотя пока нет детальной информации о разработках гибридных систем, проводимых в Китае, США и Европе, нет сомнений в том, что эти разработки будут базироваться на ОПТ.

Вопрос о том, насколько ОПТ соответствует реальным процессам в так называемом оптимальном как с физической, так и экономической точки зрения компактном гибридном реакторе, будет решаться как на действующих, так и на создаваемых и проектируемых токамаках. По мере получения новых экспериментальных данных с действующих токамаков (MAST, NSTX, Глобус-М, DIII-D, EAST, KSTAR, JET, JT-60U и др.) ОПТ будет при необходимости корректироваться. Тем не менее в настоящее время нет веских оснований для кардинального пересмотра основных принципов ОПТ.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Сформулированы основные положения, используемые при моделировании и проектировании современных токамаков. Фактически они являются базовыми принципами работы современных токамаков, общепризнанной основой моделирования процессов в токамаках, в том числе в стационарном режиме, свободном от глобальных неустойчивостей.

Обсуждаются положения ОПТ, пересмотр которых может потребоваться при переходе к установкам, приближающимся по параметрам к промышленным реакторам на чисто термоядерном топливе.

Кратко обсуждены некоторые задачи, которые могут стать целями национальных термоядерных программ, а именно обеспечение квазистационарного горения плазмы, решение задач в поддержку программы ИТЭР, развитие сверхпроводящих магнитных систем, комплексное решение теплофизических проблем токамака при очень высокой удельной мощности нагрева плазмы.

Использование гибридных систем (синтез—деление) позволяет радикально упростить проблемы, относящиеся к созданию плазмы, и, что ещё более важно, вписаться в структуру ядерной энергетики путём решения её проблем, касающихся топливного цикла и переработки радиоактивных отходов. Отмечены некоторые новые моменты в национальных программах развития работ по УТС, такие, как квазистационарное горение плазмы, высокая мощность нагрева, литиевые технологии теплоприёма, установки для наработки топлива и выжигания отходов для решения задач ядерной энергетики.

## REFERENCES

1. **Velikhov E.P., Glukhikh V.A., Komin A.V., Orlov V.V.** Hybrid fusion reactors in the nuclear energetic system. — *Fizika plazmy (Plasma Physics)*, 1985, vol. 2, issue 7, p. 898 (in Russian).
2. **ITER Physics Basis.** — *Nuclear Fusion*, 1999, vol. 39, № 12.
3. **Progress in the ITER Physics Basis.** — *Nuclear Fusion*, 2007, vol. 47.
4. **Fundamenski W.** Power and particle exhaust in tokamaks: integration of plasma scenarios with plasma facing materials and components. — In: 18th PSI Conf. Toledo, Spain, May 2008, R-02.
5. **Kirk A.** Physics of ELM power fluxes to plasma facing components and implications for ITER. — *Ibid.*, I-05.
6. **Pitts R.A., Alonso A., Arnoux G. et al.** The impact of large ELMs on JET. — *Ibid.*, O-8.
7. **Thomas P.R.** For the ITER Organization, ELM physics and ELM mitigation in ITER. — In: 22nd IAEA Fusion Energy Conf. Geneva, Switzerland, 2008, IT/1-5.
8. **Rebut P-H.** From JET to the reactor. — *Plasma Phys. Control. Fusion*, 2006, vol. 48, B1.
9. **Sokolov Yu.A., Altovsky I.V., Borisov A.A. et al.** Russian DEMO plant study. — *Plasma Devices and Operations*, 1998, vol. 6, № 1—3, p. 3.
10. **Wilson H.R., Voss G.M., Akers R.J. et al.** A steady state spherical tokamak for components testing. — In: 20th IAEA Fusion Energy Conf. Vilamoura, Portugal, 2004, FT/3-1Ra.
11. **Goldston R.J., Menard J.E., Allain J.P.** An experiment to tame the plasma material interface. — In: 18th PSI Conf. Toledo, Spain, May 2008, P3—94.
12. **Peng M., Strickler D.J.** Features of Spherical Torus Plasmas. — *Nuclear Fusion*, 1986, vol. 26, p. 576.
13. **Mirnov S.** Plasma-wall interactions and plasma behavior infusion devices with liquid lithium plasma facing components. — In: 18th PSI Conf. Toledo, Spain, May 2008, I—17.
14. **Zakharov L.E., Blanchard W., Kaita R. et al.** Low recycling regime in ITER and the Li-wall concept for its divertor. — *J. of Nucl. Mater.*, 2007, vol. 363—365, p. 453.

15. **Buzhinskij O.I., Otroshchenko V.G., Barsuk V.A.** Renewable boron carbide coating in plasma shots of tokamak T-11M. — In: 18th PSI Conf. Toledo, Spain, May 2008, P 2-55.
16. **Wong C.P.C.** Innovative tokamak DEMO first wall and divertor material concepts. — In: 18th PSI Conf. Toledo, Spain, May 2008, P 2—93.
17. **ITER and IFMIF.** Annual Report of the EURATOM/UKAEA Fusion Programme 2005/06; IFMIF International Team, International Fusion Materials Irradiation Facility. Key Element Technology Phase Report, JAERI-Tech 2003-005, 2003.
18. **Moeslang A., Heinzel V., Matsui H., Sugimoto M.** The IFMIF test facility design. — *Fusion Engineering and Design*, 2006, vol. 81, p. 863.
19. **Mertens V., Herrmann A., Kallenbach A. et al.** Edge and divertor physics in ASDEX-Upgrade with emphasis on density limit characteristics. — In: 16th Fusion Energy Conf. Montreal, Canada, 1996, vol. 1. — Vienna: IAEA, 1997, p. 413.
20. **Turnbull A.D., Taylor T.S., Chu M.S. et al.** Synergism between cross-section and profile shaping in beta optimization of tokamak equilibria with negative central shear. — *Nuclear Fusion*, 1998, vol. 38, p. 1467.
21. **Riccardo V.** On behalf of the ITER-like wall engineering design and manufacture team, engineering challenges of the ITER-like Wall. — In: 18th PSI Conf. Toledo, Spain, May 2008, O-2.
22. **Sakurai S., Higashijima S., Kawashima H. et al.** Design and R&D of plasma facing components for JT-60SA and assessment of divertor performance. — *Ibid.*, O-1.
23. **Gong X., Feng M., Shi B. et al.** Plasma start-up and assessment of heat loads on limiters in the EAST Tokamak. — *Ibid.*, O-9.
24. **Yang H.L.** and the KSTAR Team, KSTAR Project. — In: 21st IAEA Fusion Energy Conf. Chengdu, China, 2006, FT2-2.
25. **Azizov E.A., Dokouka V.N., Dvorkin N.Ya. et al.** Kazakstan Tokamak for material testing. — *Plasma Devices and Operations*, 2003, vol. 11, p. 39.
26. **Azizov E.A., Velikhov E.P., Tazhibayeva I.L. et al.** Kazakstan tokamak for materials testing (KTM) and fusion problems. Almaty, Kazakstan, 2006.
27. **Peng Y.-K.M., Fogarty P.J., Burgess T.W. et al.** A component test facility based on the spherical tokamak. — *Plasma Phys. Control. Fusion*, 2005, vol. 47, B263.
28. **Voss G.M., Davis S., Dnestrovskij A. et al.** Conceptual design of a component test facility based on the spherical tokamak. — In: Proc. ISFNT-8 Conf. Heidelberg, Germany, 2007.
29. **Kirnev G.S., Alkhimovich V.A., Filatov O.G. et al.** Superconducting tokamak T-15 upgrade. — In: 21st IAEA Fusion Energy Conf. Chengdu, China, 2006, FT/P7-3.
30. **Azizov E.A., Arefiev Yu.P., Buzhinskij O.I. et al.** Plasma-physical and electrophysical aspects of the compact stationary neutron source on the basis of a tokamak. — *Plasma Devices and Operations*, 2005, vol. 13, № 3, p. 167.
31. **Azizov E.A., Arefiev Yu.P., Gladush G.G. et al.** The concept of the volumetric neutron source on the basis of the JUST-T tokamak for minor actinides transmutation. — *Plasma Devices and Operations*, 2003, vol. 11, № 4, p. 279.
32. **Gusev V.K., Aleksandrov S.E., Alimov V.Kh. et al.** Overview of results obtained at the Globus-M spherical tokamak. — *Nucl. Fusion*, 2009, vol. 49, p. 104021.
33. **Wu Y.** Progress in fusion-fission hybrid system studies in China. — *Fusion Engineering and Design*, 2002, vol. 63—64, p. 73.
34. **Wu Y., Zheng S., Zhu X. et al.** Conceptual design of the fusion-driven subcritical systems FDS-I. — *Fusion Engineering and Design*, 2006, vol. 81, p. 1305.
35. **Wu Y.** — *Fusion Engineering and Design*, 2006, vol. 81, p. 2713.

#### AUTHORS

**Azizov E.A.** RRC «Kurchatov Institute», pl. Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; azizov@nfi.kiae.ru

**Mineev A.B.** D.V. Efremov Scientific Research Institute of Electrophysical Apparatus, pos. Metallostroy, Doroga na Metallostroy 3, 196641 St. Petersburg, Russia; mineevab@sintez.niiefa.spb.su

Received 15 February 2010  
Problems of Atomic Science and Technology  
Ser. Thermonuclear Fusion, 2010, issue 3, pp. 3—12.