

19. Feng X., Bates J., Buck E. e.a. Long-term comparison of dissolution behaviour between fully radioactive and simulated nuclear waste glasses. — Nucl. Technol., 1993, v. 104, p. 193—206.
20. Christensen H., Hermansson H., Clark D., Werme L. Surface reactions occurring on simulated nuclear waste glass immersed in aqueous solutions containing bentonite, granite and stainless-steel corrosion products. — In: Nucl. Waste Manag. Proc. 2 Intern. Symp., 1984, p. 346—357.
21. Ewing R., Jercinovic M. Natural analogies: their application to the prediction of the long-term behaviour of nuclear waste forms. — Proc. Res. Soc. Symp., 1987, v. 84, p. 67—83.
22. Burns D., Upton B., Wicks G. Interactions of SRP waste glass with potential canister and overpack metals. — J. Non-Cryst. Solids, 1986, v. 84, № 1/3, p. 258—267.
23. Hench L., Lodding A., Werme L. Analysis of one year in situ burial of nuclear waste glasses in Stripa. — In: Nucl. Waste Manag. Proc. 2 Intern. Symp., 1984, p. 310—323.
24. Van Iseghem P., Amaya T., Suzuki Y., Yamamoto H. The role of Al_2O_3 in the long-term corrosion stability of nuclear waste glasses. — J. Nucl. Mat., 1992, v. 190, p. 269—276.
25. Trotignon L., Petit J., Dellamea G., Dran J. The compared aqueous corrosion of four simple borosilicate glasses: influence of Al, Ca and Fe on the formation and nature of secondary phases. — Ibid., p. 228—246.
26. De Batist R., Van Iseghem P., De Grave E., Stalios A. Structure and thermal stability of iron-silicate nuclear waste glasses. — Ibid., 1989, v. 169, p. 342—349.
27. Zhu B., Clark D., Lodding A., Wicks G. Two-year leaching behaviour of three SRL nuclear waste glasses. — In: Nucl. Waste Manag. II, 1986, v. 20, p. 591—599.

Поступила в Редакцию 25.03.96

УДК 621.039.6

СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА*

Головин И.Н., Кадомцев Б.Б. (РНЦ «Курчатовский ин-т»)

Как известно, исследования по управляемому термоядерному синтезу начались почти одновременно в нашей стране, США и Великобритании. В СССР эти работы были инициированы в 1950 г. основополагающей идеей А.Д. Сахарова и И.Е. Тамма по магнитной термоизоляции высокотемпературной плазмы, на основе которой они сформулировали принцип построения реактора-токамака.

В 1951 г. проблема УТС была включена в число важнейших государственных задач как проблема мирного использования внутриядерной энергии, «освобождающей человечество на вечные времена от забот о поиске топлива». Действительно, в воде океанов дейтерия и лития (для производства из него трития) достаточно для получения в течение миллиардов лет энергии, которая достигает сейчас на земном шаре $4,5 \cdot 10^{20}$ Дж в год.

С тех пор в энергетике мира произошли качественные изменения. Возникла большая отрасль промышленности — промышленности создания и эксплуатации атомных электростанций, производящих уже 17% электроэнергии мира. Когда среди энергетиков заходит сейчас речь о термоядерных реакторах, потенциального заказчика прежде всего интересует, ради чего он будет развивать новую отрасль промышленности термоядерных реакторов, если атомные электростанции обеспечены топливом на многие тысячи лет? Вопрос законный и требует обстоятельного ответа.

За истекшие годы токамаки стали основой всей программы УТС, хотя уже в 50—70-х годах были предложены иные решения. Потенциал некоторых из них растет по мере развития термоядерной технологии, так что не следует считать токамак единственным возможным вариантом будущих термоядерных реакторов с магнитным удержанием плазмы. Наряду с магнитным удержанием для УТС может быть использовано так называемое инерционное удержание, т.е. проведение термоядерной реакции за

*Журнальный вариант доклада на 7-й конференции ЯО России «Новые энергетические технологии и роль ядерной энергетики деления и синтеза». 14—18 октября 1996 г., Москва.

время разлета термоядерной мишени. Речь идет фактически о создании термоядерных взрывов микрозарядов. Поскольку это направление близко примыкает к программе совершенствования термоядерного оружия, воздержимся от его обсуждения.

На экспериментальных установках токамаках уже удалось создать плазму с термоядерными параметрами (температурой и плотностью), и в американском токамаке TFTR была продемонстрирована D—T-реакция мощностью 10 МВт. Достигнутый уровень научных исследований позволил начать проектирование международного экспериментального реактора ИТЭР. Проектирование ИТЭРа ведется международной командой с привлечением коллективов ученых и инженеров России, Европейского сообщества, США и Японии. Рабочий проект планируется закончить в 1998 г.

Дейтерий-тритиевый реактор-токамак, как выяснилось при проектировании ИТЭРа и из предшествовавшей работы, по некоторым характеристикам пока еще не удовлетворяет энергетиков. Он гораздо сложнее реакторов деления и не обещает вырабатывать более дешевую энергию. Эксплуатация его сложнее. Под действием нейтронов, вылетающих из плазмы, первая стенка за 5 лет работы получает столь большие радиационные повреждения, что ее необходимо заменять на новую. По сложности эта операция не имеет аналога в эксплуатации реакторов деления. Габариты его велики, а плотность мощности в плазме мала (~ 3 МВт/м³), тогда как в реакторах деления она в десятки раз больше.

Проектанты оценивают стоимость сооружения ИТЭРа в 5—6 млрд дол., и построен он может быть за 5—7 лет. Есть противники сооружения ИТЭРа, оценивающие стоимость и срок сооружения его вдвое большими, и рекомендуют его не строить.

Борьба мнений вокруг ИТЭРа особенно остро развернулась в США под флагом поиска оптимального пути развития проблемы УТС. А тем временем конгресс сокращает полный объем финансирования проблемы при увеличении поддержки инерционного термоядерного синтеза, интересующего специалистов по оружию.

Определение оптимальной целевой программы УТС зависит, в частности, от перспективы обеспечения мира топливом на ближайшее столетие. Нет основания рассчитывать на то, что энергетика синтеза будет развиваться быстрее, чем энергетика деления, которая за 40 лет достигла выработки 17% всей электроэнергии. Нефть и газ будут сожжены за ближайшую половину века, а сжигание угля нельзя наращивать из-за недопустимого загрязнения им среды обитания. Поэтому недопустимо было бы не иметь возможности использовать такой огромный источник энергии, как ядерная энергия легких элементов. Создание термоядерной энергетики на основе дешевых небольших установок университетского уровня, как предлагает в настоящее время Министерство энергетики США, не имеет под собой достаточно обоснованной научной аргументации. Напротив, опыт прошедших почти 50 лет термоядерных исследований показал, что продвижение к реактору удастся только на основе широко развитой теоретической и экспериментальной физики плазмы, приводящей к крупным масштабам установок. Следует учитывать также, что по мере приближения к реактору появляются новые процессы и явления, не всегда предсказываемые теорией. Чем скорее будет достигнуто горение самоподдерживающейся реакции, тем раньше будет известен полный комплекс процессов в реакторе и получена возможность всесторонне его совершенствовать. Только ИТЭР способен дать в ближайшем десятилетии стационарное горение реакции ядерного синтеза. Отказ от ИТЭРа отодвинул бы решение проблемы УТС в неопределенное будущее, а исчерпание ископаемого топлива не ждет.

Необходимый темп работы по УТС, ее содержание и международные годовые расходы на него следовало бы определить в совместном анализе специалистов по делению и синтезу с участием специалистов из других областей энергетики, сопоставив достоинства и недостатки обоих. Сооружение ИТЭРа и выполнение составленной для него программы физических исследований и технологических испытаний даст базу данных для искомого решения, недостижимую иными способами.

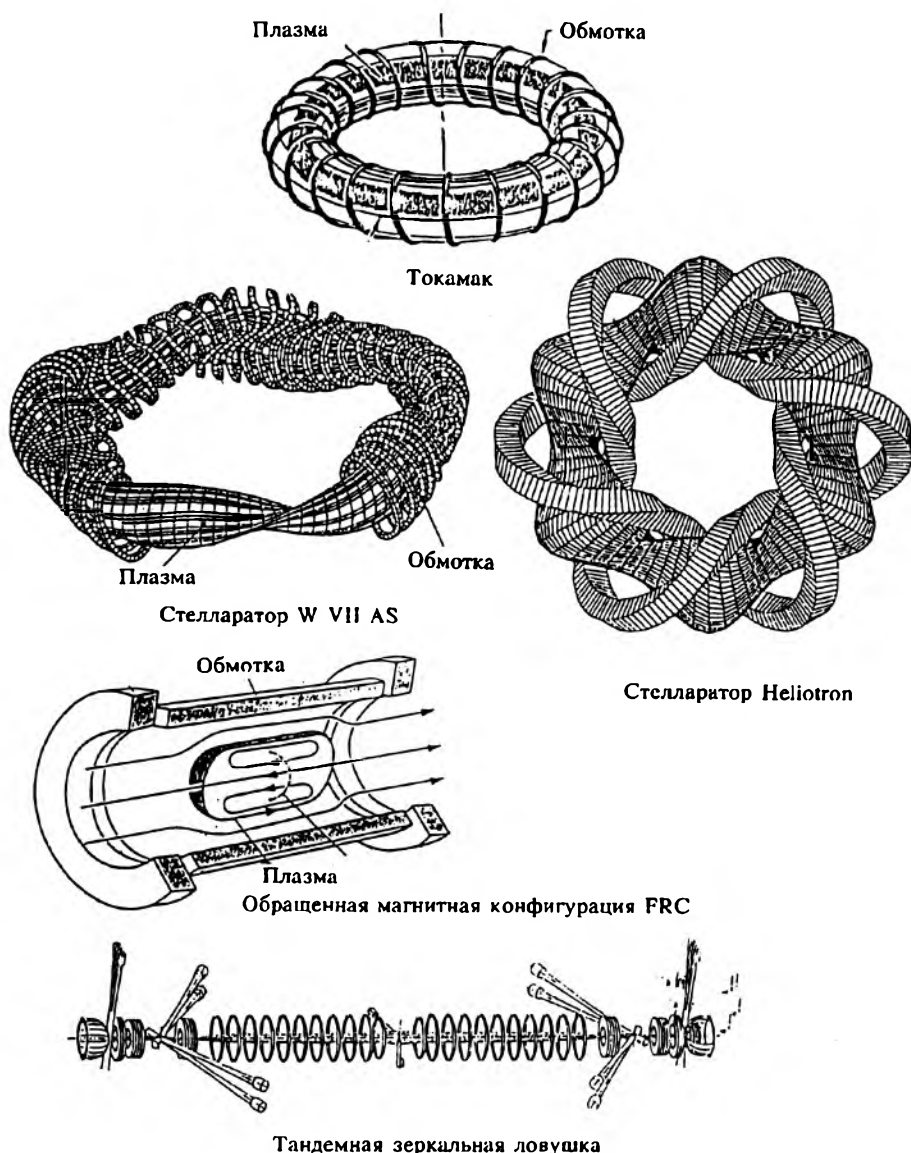
Физика магнитного удержания. Исходная идея магнитной термоизоляции высокотемпературной плазмы проста — она использует тот факт, что магнитное поле сильно влияет на траектории заряженных частиц, превращая их в спирали, навитые на силовые линии. Однако реальная физика магнитного удержания плазмы оказалась очень сложной из-за развития слабой турбулентности. Далекие коллективные взаимодействия заряженных частиц приводят к аномальной диффузии частиц поперек силовых линий значительно большей, чем предсказывает классическая теория. Поэтому значительную роль играют чисто эмпирические закономерности.

С точки зрения использования различных концепций для управляемой термоядерной реакции достаточно удобной характеристикой служит так называемое тройное произведение $n_e \tau_E T_i$, где n_e — средняя плотность электронов, 10^{20} част./м³; τ_E — время удержания энергии, с; T_i — температура ионов, кэВ. В табл. 1 указаны максимальные значения этого параметра, достигнутые в экспериментах для некоторых систем магнитного удержания плазмы. Схемы магнитных обмоток и магнитных силовых линий для наиболее изученных систем показаны на рисунке. Как видим, наиболее продвинутыми с этой точки зрения являются крупные токамаки: европейский JET и японский JT-60U. Тройное произведение остается повысить в JT-60U всего лишь в 2—4 раза, в JET в 4—7 раз, чтобы получить самоподдерживающееся горение D—T-реакции. В других системах удержания плазмы удалось достигнуть пока существенно меньших значений термоядерного тройного произведения. Но если сравнить токамаки нынешнего поколения с Т-3, получившим в 1968 г. всемирное признание как установки с наилучшим удержанием плазмы, то видно, что токамаки начались тоже с низкого уровня: за истекшие 28 лет тройное произведение возросло более чем в 10 тыс. раз. Поэтому малость $n_e \tau_E T_i$ служит скорее характеристикой зрелости или незрелости направления, а не его возможностей.

Т а б л и ц а 1. Наибольшие достигнутые в экспериментах характеристики удержания плазмы

Тип магнитной системы	$n_e \tau_E T_i$, 10^{20} м ⁻³ ·с·кэВ	Установка (год)
Токамак	16	JT-60U (1996)
	8	JET (1993)
Тандемная зеркальная ловушка	0,04	GAMMA 10 (1988)
Стелларатор	0,03	W VIIAS (1991)
Плотный Z-пинч	0,02	HDZP (1988)
Токамак	0,0003	T-3 (1968)
Обращенная магнитная конфигурация FRC	0,0001	FRC-C (1989)
Тор с малым аспектовым отношением	0,0001	START (1992)
Тороидальный обращенный пинч	0,00002	ZT-40M (1984)
Сферомак	0,000004	S-1 (1986)
Зажигание реакции:		Будущие реакторы
DТ	35—65	
D ³ He	700—800	

Как видно из табл. 2, различие коэффициентов диффузии установок не столь велико. Но следует иметь в виду, что D_E характеризует размеры возможного термоядерного реактора. Для некоторых вариантов они получаются очень большими. С этой точки зрения более привлекательными представляются обычные не очень крупные токамаки и зеркальные тандемные ловушки.



Схемы магнитных обмоток и конфигурации плазмы наиболее изученных вариантов ее удержания

Т а б л и ц а 2. Наименьшие достигнутые в экспериментах коэффициенты диффузии поперек магнитного поля $D_E = a^2/\tau_E$

Установка (год)	$D_E, \text{м}^2/\text{с}$	Режим
Start (1994)	16—35	$n_e = 1 \cdot 10^{19} - 1,2 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3}, B \sim 0,2 \text{ Тл}, 150 \leq T_e \leq 600 \text{ эВ}, l \leq \tau_E \leq 2 \text{ мс}$
FRC (1995)	3—7	В «белой бумаге, FRC-2001» эти цифры приведены без комментариев
Heliotron E	2,7	$n_e = 2 \cdot 10^{20} \text{ м}^{-3}, B = 1,9 \text{ Тл}, T_e = 2 \text{ кэВ}, T_i = 1,2 \text{ кэВ}, \tau_E = 15 \text{ мс}$
T-3 (1968)	1,4	$n_e = 5 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3}, B = 3 \text{ Тл}, T_e + T_i = 400 \text{ эВ}, \tau_E = 7 \text{ мс}$
W VII AS	1,3	$a = 0,2 \text{ м}, \tau_E = 30 \text{ мс}, B = 2,5 \text{ Тл}$
Gamma 10 (1988)	0,04	$n_e \approx 4 \cdot 10^{18} \text{ м}^{-3}, B = 0,4 \text{ Тл}, T_{\perp}/T_{\parallel} = 1,8/0,1 \text{ кэВ}, \tau_p = 0,6 \text{ с}$
ITER (1989)	2,5	$n_e = 1 \cdot 10^{20} \text{ м}^{-3}, B = 5,7 \text{ Тл}, T_i = 10 \text{ кэВ}, \tau_E = 3,1 \text{ с}$

Третьей важной характеристикой магнитного удержания является максимальная величина $\langle \beta \rangle$ — отношение давления плазмы к давлению магнитного поля, усредненного по объему плазмы, при котором сохраняется МГД-устойчивое удержание плазмы магнитным полем. Она определяет «экономичность использования» магнитного поля, а именно среднюю мощность термоядерной реакции в единице объема плазмы при заданном магнитном поле. Величина $\langle \beta \rangle$ очень мала в стеллараторах (2—4%), в экспериментах на токамаках достигала 15% (токамак DIII D), в зеркальной ловушке 2XII B — 100%. Согласно теории близкой к 100% $\langle \beta \rangle$ может получаться в тандемных зеркальных ловушках и обращенных магнитных конфигурациях FRC. Это выделяет их обеих из всех вариантов магнитного удержания с точки зрения пригодности для реакторов с перспективным топливом.

Технология систем магнитного удержания. Термоядерные исследования начались с единственного способа нагрева плазмы — пропускания импульсов сильного тока через нее, а для получения магнитного поля существовали только медные обмотки. Вакуум едва достигал $1 \cdot 10^7$ торр (1 торр = 133,322 Па) в прогреваемых камерах. Диагностической аппаратуры для измерения параметров плазмы не было.

Многолетние исследования по УТС стимулировали развитие многих технологий, нашедших применение и в других областях исследований и техники. К ним относятся прежде всего:

- сверхглубокий вакуум ($< 10^{-13}$ торр) в вакуумных камерах объемом во много кубических метров и разработка криосорбционных и криоконденсационных насосов для его получения. Очистка стенок вакуумных камер ионной бомбардировкой, а также защита их графитовой или бериллиевой черепицей;

- сверхпроводящие обмотки, позволяющие получать стационарные магнитные поля до 15 Тл в объемах во много кубических метров;

- инжекторы потоков быстрых атомов мощностью до десятка мегаватт с длительностью импульсов, продолжающихся секунды;

- генераторы СВЧ-излучения миллиметрового диапазона длины волны мощностью в сотни киловатт в импульсах (гиротроны) и мазеры на свободных электронах с широко перестраиваемой частотой в стационарном режиме генерирования мощностью в мегаватты;

- антенны для ионно-циклотронного нагрева;

- теория и техника поддержания тока в плазме токамаков СВЧ-волнами и пучками быстрых атомов;

- инжекторы таблеток из водородного льда, ускоряемых до скорости в несколько километров в секунду для подпитки плазмы;

- богатейшая диагностическая аппаратура и методы, обеспечивающие измерение всех необходимых как стационарных, так и динамических параметров плазмы.

Создание этой техники позволяет получить надежную информацию о процессах, происходящих в плазме, вести количественное сравнение с теорией. Оно обеспечило развитие науки о высокотемпературной плазме.

ИТЭР, его место и роль. Для того чтобы начать теоретические и экспериментальные работы по управляемому термоядерному синтезу, достаточно было лишь убедительного обоснования на бумаге одной идеи — идеи магнитного удержания плазмы. А для того чтобы разработать надежную реакторную технологию ядерного синтеза, требуется иметь хотя бы один экспериментальный термоядерный реактор.

Разработка рабочего проекта такого реактора — ИТЭР — ведется в настоящее время на международной основе, и строительство предполагается закончить в первые годы нового века.

В ИТЭРе должно быть достигнуто самоподдерживающееся длительное горение DT-реакции. Но для удешевления реактора выделяющаяся энергия будет сниматься

в виде низкотемпературного ($\sim 100^\circ\text{C}$) тепла. Производства электроэнергии не будет. Для нагрева в нем плазмы вслед за омическим индукционным нагревом будет применяться инжекция быстрых атомов и ионно-циклотронный резонанс. Для длительного поддержания тока в плазме проектируется инжекция быстрых атомов и электронно-циклотронный резонанс. Последний будет также использован для управления радиальным профилем тока в плазме. Длительность поддержания горения реакции принята до 2000 с. Подпитка топливом будет проводиться инжекцией таблеток диаметром несколько миллиметров из дейтерий-тритиевого льда. Поверхность плазмы будет определяться магнитной диафрагмой — сепаратрисой с одним нулем полоидального компонента магнитного поля. После пересечения сепаратрисы ионы и электроны будут уходить в дивертор, на его приемных пластинах нейтрализовываться и затем откачиваться в виде газа высоковакуумными турбомолекулярными насосами. Первая стенка для защиты от местного плавления при срывах тока в плазме выкладывается изнутри пирогرافитовой черепицей. Между первой стенкой и сверхпроводящими магнитными обмотками размещаются модули бланкета с литием для испытания воспроизводства сгорающего трития, далее располагается защита сверхпроводящих обмоток от нейтронов и γ -излучения.

Главная цель ИТЭРа — совокупное изучение режимов горения реакции в плазме, взаимодействия плазмы со стенками и диверторами, испытание и дальнейшее совершенствование перечисленной техники для движения к надежно работающему реактору.

Перспективное топливо. Реакторы деления неизбежно высокорadioактивны, их топливный цикл радиационно опасен, и значительная часть радиоактивных отходов (активностью ~ 1 ГКи в момент перегрузки топлива в реакторах тепловой мощностью 1 ГВт) требует глубинного захоронения на тысячи лет.

Ядерный синтез допускает выбор топлива. Доля мощности, уносимая нейтронами при его горении, составляет 80% для DT-топлива и равна нулю в $^3\text{He}^3\text{He}$ -реакции. Исходные компоненты топлива ядерного синтеза не радиоактивны: протий, дейтерий, ^3He , литий, бор. В топливном цикле возникает единственный радиоактивный элемент — тритий, содержание которого изменяется от половины состава топлива до нуля в реакторах разной конструкции. Но в $^3\text{He}^3\text{He}$ -реакторах, не производящих ни трития, ни нейтронов, стоимость вырабатываемой энергии будет относительно выше, так как в них требуется особенно высокая температура плазмы и высокое магнитное поле.

Из всех реакций синтеза наиболее легко осуществить самоподдерживающееся горение DT-реакции, так как ее зажигание происходит при наиболее низкой температуре. Но она самая невыгодная с экономической точки зрения. Действительно, ее плотность мощности в плазме приходится ограничивать на низком уровне ($2\text{—}3\text{ МВт/м}^3$), так как иначе нейтроны наносили бы первой стенке радиационные повреждения, требующие ее замены на новую быстрее чем за 5 лет.

Для значительного удешевления полученной от реактора энергии надо бы повысить плотность мощности в 10—20 раз. Но при DT-топливе пришлось бы из-за этого 2—4 раза в год изымать из магнитных обмоток многотонные громоздкие конструкции радиоактивностью в миллионы кюри с помощью дистанционно управляемых роботов и обратно вставлять свежие секции первой стенки и бланкета в защиту и магнитные обмотки, сохраняющие к этому времени высокую радиоактивность, опять дистанционно управляемыми роботами, замыкать коммуникации теплоносителя, СВЧ-волноводов, ВЧ-вводов и устройств диагностики плазмы, высоковакуумные разъемы. Несомненно, такой реактор был бы признан негодным к эксплуатации.

По этой, а также по другим причинам (высокая радиоактивность, сложность конструкции и эксплуатации) трудно утверждать, что именно DT-реакция будет использоваться в коммерческом реакторе.

Какое же термоядерное топливо имеется в нашем распоряжении? Протия, дейтерия и лития в воде океанов хватило бы на миллиарды лет. Бора в земной коре в 20 раз больше по энергетическому эквиваленту, чем каменного угля. ^3He в земной коре и атмосфере ничтожно мало. Он есть в мантии Земли и на Луне. Но технологической возможности добывать его из горячей мантии нет. Добыча на Луне подробно прорабатывается в США, и НАСА считает, что реальна его доставка с Луны на землю по цене не выше цены нефти в энергетическом эквиваленте. Лунного ^3He хватит для обеспечения энергией на 2—3 тысячи лет. Производство ^3He на земле из лития в принципе возможно, но оно радиоактивно и энергоемко. Детального анализа этого вопроса не сделано.

В D^3He -плазме нейтроны образуются только в боковых DD-ветвях синтеза. В равнокомпонентной по дейтерию и ^3He плазме они уносят 2,5% энергии, что в 30 раз меньше, чем в DT-плазме. Это позволяет, повысив плотность мощности реакции в плазме в 5 раз, обеспечить срок службы первой стенки до 30 лет, т.е. за все время до амортизации реактора в целом не менять стенки ни разу. Однако плотность мощности 10—15 МВт/м³ еще может быть маловата для коммерческого реактора. Уменьшив содержание дейтерия вдвое, сократим поток нейтронов вчетверо и получим возможность повысить плотность мощности до 40—60 МВт/м³. При этом можно еще уменьшить стоимость энергии, так как для роста потока мощности не надо увеличивать температуру плазмы, а достаточно лишь повысить ее плотность, т.е. увеличить произведение $\beta^2 B^4$ в 20—30 раз. Сохраняя β близкой к 100% (90—95%), следует повысить поле с обычных 5 до ~ 12 Т, что доступно уже на современных сверхпроводниках.

Других экспериментально изучаемых принципов магнитного удержания плазмы, кроме приведенных в табл. 1, 2, нет. Из приведенных же только два — тандемные зеркальные ловушки и FRC — могут обеспечить устойчивое удержание плазмы при высоких значениях $\langle\beta\rangle$. Для всех остальных $\langle\beta\rangle$ не превышает экспериментально полученного значения 15%, и теория не предсказывает возможности значительного роста этой величины. К сожалению, достигнутые в тандемных зеркальных ловушках и FRC $n_e T_e T_i$ пока еще очень далеки от зажигания термоядерной реакции. Тем не менее следует привлечь внимание к их теоретическому и экспериментальному изучению как к вариантам, более других имеющим перспективу привести к коммерческим реакторам.

Перспективные материалы. Требования к материалам для реакторов деления и синтеза сильно различаются, если пытаться использовать главное достоинство синтеза — возможность создания реакторов с радиоактивностью, во много раз меньшей радиоактивности реакторов деления. В остальном требования совпадают (к радиационной и коррозионной стойкости, свариваемости и другим технологическим качествам). Немного более высокие требования предъявляются к механическим модулям, ибо давление магнитного поля будет доходить до тысячи атмосфер, а в реакторах с pB или $^3\text{He}^3\text{He}$ -плазмой может достигнуть нескольких тысяч атмосфер да еще с требованием сохранения прецизионности геометрии обмоток при включении магнитного поля. Правда, обмотки размещаются снаружи защиты, где поток нейтронов ослаблен в 100 тыс. раз по сравнению с потоком из плазмы. Поскольку требования к понижению активации и так в значительной мере выполнены, ассортимент допустимых материалов большой.

Если для первой стенки и прилегающих к ней конструкций использовать сталь, то после облучения нейтронами до флюенса, близкого к предельному по радиационной стойкости (20 МВт·год/м²), радиоактивность их достигнет нескольких гигаюри, что лишь вдвое ниже уровня радиоактивности ВВЭР-1000 в момент перегрузки топлива. В течение первого года после остановки такого термоядерного реактора уровень радиоактивности стальной стенки уменьшится только в несколько раз, а в течение 25 лет снизится только до сотен тысяч юри.

К счастью, природа дала нам металлы, теряющие радиоактивность гораздо быстрее. Если сделать первую стенку и прилегающие к ней конструкции из абсолютно чистых ванадия, хрома или титана, то к моменту остановки реактора ее радиоактивность будет примерно такой же, как стальной стенки, однако уже через год после остановки реактора радиоактивность ванадия и хрома уменьшится в десятки тысяч раз, а за 25 лет еще в 100 тыс. раз, т.е. значительно ниже безопасного уровня (25 мкЗв/ч), допускающего работу со стенкой без защиты и переплавку ее для повторного использования металла. Период полураспада титана большой. Но если увеличить (до 96% от природных 5,6%) содержание в металле самого тяжелого из его пяти изотопов — ^{50}Ti , то полученный металл за 25 лет тоже будет терять радиоактивность ниже безопасного уровня. Тщательные исследования в Аргоннской лаборатории США показали, что сплав V5Cr5Ti обладает необходимой радиационной и коррозионной стойкостью и другими качествами, необходимыми для изготовления первой стенки. Для того чтобы названный реальный сплав за 25 лет терял радиоактивность ниже указанного уровня, его компоненты надо тщательно очищать от примесей, порождающих при облучении нейтронами долгоживущие нуклиды. Особенно тщательно надо очищать материалы от кобальта и европия. Их содержание не должно превышать $1 \cdot 10^{-9}$ по массе. Других примесей допустимо иметь больше. Техника для соответствующей очистки создана в атомной промышленности — это заводы для обогащения урана ^{235}U на каскадах центрифуг. Газообразные соединения ванадия, хрома и титана испытаны. Предстоит еще создать сверхчистые металлургические процессы плавки и проката, не вносящие недопустимого количества примесей при производстве сотен тысяч тонн сверхчистого ванадиевого сплава в год. Самый дефицитный компонент сплава — ванадий. Его геологических запасов на земле, оцененных в 60 млн т, хватит для термоядерной энергетики мира, если обеспечить рециклинг, что выполнимо при указанной глубокой очистке и применении в D^3He -реакторах.

Выгоду от сверхчистых ванадиевых сплавов надо оценить вместе с энергетиками, деления, экологами и экономистами. При самой тяжелой аварии или диверсии, которая рассеяла бы этот радиоактивный материал длительно работавшего реактора по окружающей местности, повышение радиоактивного фона выше естественного уменьшится само собой за несколько лет. Захоронение высокорadioактивных отходов упрощается в корне. Остановленный после выработки ресурса реактор не требует консервации, так как ни одна его часть не нагреется выше 700°C . Спустя 25 лет при реабилитации площадки придется иметь дело только с небольшой радиоактивностью. Конечно, в реакторе будут детали из материалов, медленно теряющих радиоактивность, например, тонкие медные покрытия волноводов и антенн, вольфрамовые катоды массой в несколько граммов и другие детали, сохраняющие радиоактивность надолго. Для них следует предусмотреть возможность безопасного изъятия.

Разрабатываемое сейчас использование ванадиевых сплавов в экспериментальных модулях ИТЭРа является первым шагом в нужном направлении. Но если бы эти сплавы, остающиеся сильно радиоактивными сотни лет, стали применять в массовом масштабе для ДТ-реакторов, то заключенный в них ванадий был бы надолго исключен из рециклинга. Что касается стоимости сверхчистых ванадиевых сплавов, то, как неоднократно происходило в истории техники, совершенствование технологии может снизить их стоимость во много раз.

Значительное внимание уделяется также карбиду кремния. Это очень прочная керамика. Если ее облучить нейтронами так же, как первую стенку, до флюенса $20 \text{ МВт} \cdot \text{год} / \text{м}^2$, то через месяц после прекращения облучения она будет иметь радиоактивность в 200 раз меньшую, чем ванадий. Однако через 25 лет она останется с радиоактивностью в 300 раз выше безопасного уровня, почти не уменьшающейся за тысячи лет. Поэтому в радиационно чистом D^3He -реакторе ее можно применять только за защитой в ослабленном потоке нейтронов.

Недавно выяснилось, что при охлаждении до температуры жидкого гелия так называемые «теплые сверхпроводники» на основе висмута должны сохранять сверхпроводимость в полях до 100 Тл. Это открытие дает надежду, что через 10—15 лет можно будет создавать стационарные магнитные поля в десятки тесла в больших объемах. Тогда появится перспектива осуществления реакторов с ${}^3\text{He}{}^3\text{He}$ -синтезом, в плазме которых будет полностью отсутствовать рождение нейтронов.

Заключение. Работы по управляемому термоядерному синтезу были начаты в середине века и за истекшие годы создана совершенно новая область науки — физика высокотемпературной плазмы. В процессе исследований предложено много вариантов магнитного удержания плазмы. По достигнутому в экспериментах параметру $n_e \tau_E T_p$, характеризующему близость к зажиганию самоподдерживающейся реакции ядерного синтеза, они различаются во много раз, хотя по коэффициенту диффузии поперек магнитного поля различие существенно меньше. Наиболее продвинутым оказалось направление токамаков.

Чтобы преимущества термоядерной энергетики были реализованы в достаточно полной мере, т.е. с использованием возможности снижения радиационной опасности, требуется разработать технологию изготовления сверхчистых малоактивируемых ванадиевых сплавов и сверхпроводников на поле в десятки тесла. С точки зрения перспективы создания коммерческих реакторов наиболее доступным представляется использование D^3He топлива. При этом ${}^3\text{He}$, видимо, придется доставлять с Луны.

Оптимальная комбинация параметров может получиться у концепций, альтернативных по отношению к концепции токамака. Поэтому их изучение на умеренном уровне потребления ресурсов представляется сейчас целесообразным. Направления с большим значением $\langle\beta\rangle$ имеют наибольшие шансы на пути к коммерческим реакторам, хотя в настоящее время они находятся на более ранней стадии исследования, чем токамаки.

Управляемый термоядерный синтез имеет много возможностей для совершенствования концепций удержания плазмы и развития термоядерных технологий. При полной реализации всех преимуществ УТС открывается путь к созданию безопасной и фактически нерадиоактивной термоядерной энергетики. Именно поэтому термоядерные электростанции продолжают оставаться заманчивой целью, несмотря на то, что обычная ядерная энергетика деления обеспечена топливом на миллионы лет.

Поступила в Редакцию 24.10.96

УДК 621.039.6

МЕТАЛЛИЧЕСКИЕ ТРИТИЙВОСПРОИЗВОДЯЩИЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ БЛАНКЕТА ИТЭРа

*Тебус В.Н., Петров Б.В., Романов Л.В., Клабуков Ю.Г., Аксенов Б.С.,
Шипилов В.В. (ГНЦ РФ — ВНИИНМ им. А.А. Бочвара)*

Разработка термоядерного реактора, обещающая энергетическое изобилие будущему человечеству, требует решения сложных научно-технических проблем, в том числе проблемы воспроизводства трития, который в обозримом будущем просматривается как один из незаменимых энергоносителей и которого нет на Земле. В настоящее время необходимо выбрать наиболее эффективный тритийсодержащий материал blankets ИТЭРа для его испытаний на экспериментальных модулях.