

ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ РЕКОНСТРУКЦИИ ТОКАМАКА Т-15

В.А. Альхимович, Е.П. Велихов, В.А. Вершков, А.В. Звонков, Д.П. Иванов, В.И. Ильин, Н.А. Кирнева, Г.С. Кирнев, Д.А. Кислов, Г.П. Костин, В.А. Кочин, Б.В. Кутеев, В.М. Леонов, В.Э. Лукаш, С.Ю. Медведев, В.А. Михайличенко, А.В. Николаев, Г.Е. Ноткин, В.Д. Пустовитов, П.В. Саврухин, В.П. Смирнов, М.М. Соколов, В.С. Стрелков, Г.Н. Тилинин, А.С. Трубников, А.Е. Угроватов, П.П. Хвостенко, С.В. Цаун, А.Н. Чудновский (Институт ядерного синтеза, РНЦ «Курчатовский институт»)

В статье обсуждаются возможности и планы реконструкции сверхпроводящего токамака Т-15, а также планируемые на нем в период с 2008 по 2022 г. физические и технологические исследования в рамках национальной программы развития термоядерной энергетики. Техническое перевооружение Т-15 направлено на достижение квазистационарных режимов разряда с током до 1 МА и параметров плазмы, близких к порогу самоподдерживающейся термоядерной реакции (концентрация 10^{20} м^{-3} , температура ионов до 10 кэВ, энергетическое время удержания до 0,3 с). Указанные цели будут достигнуты с использованием имеющихся сверхпроводящей магнитной системы тороидального поля и вакуумной камеры установки, а также новых катушек полоидального магнитного поля, которые позволят создать магнитную конфигурацию с сепаратрисой (большой радиус $R = 2,43 \text{ м}$, малый радиус $a = 45 \text{ см}$, аспектное отношение $A = 5,8$, вытянутость плазмы $k = 1,4$, треугольность плазмы до 0,25). Установка будет оснащена полоидальным дивертором, способным воспринимать тепловые потоки на приемные пластины с плотностью до 10 МВт/м^2 , создаваемые системами дополнительного нагрева и генерации тока общей мощностью выше 20 МВт, включая инжекцию нейтралов (9 МВт, 60 кэВ) и волн электронного циклотронного (7 МВт), нижнегибридного (4 МВт) и ионного циклотронного (4 МВт) диапазонов. Предусматривается поэтапное увеличение длительности плазменного разряда с 5 до 30 и в дальнейшем до 1000 с. Модернизация позволит проводить на токамаке Т-15 исследования в поддержку физической и технологической программ международного термоядерного реактора ИТЭР и разработки проектов опытной (ДЕМО) и промышленной термоядерной электростанций.

ENGINEERING AND PHYSICAL ASSESSMENT OF TOKAMAK-15 RECONSTRUCTION. V.A. ALKHIMOVICH, E.P. VELIKHOV, V.A. VERSHKOV, A.V. ZVONKOV, D.P. IVANOV, V.I. ILIN, N.A. KIRNEVA, G.S. KIRNEV, D.A. KISLOV, G.P. KOSTIN, V.A. KOCHIN, B.V. KUTEEV, V.M. LEONOV, V.E. LUKASH, S.Yu. MEDVEDEV, V.A. MIKHAILICHENKO, A.V. NIKOLAEV, G.E. NOTKIN, V.D. PUSTOVITOV, P.V. SAVRUKHIN, V.P. SMIRNOV, M.M. SOKOLOV, V.S. STRELKOV, G.N. TILININ, A.S. TRUBNIKOV, A.E. UGROVATOV, P.P. KHVOSTENKO, C.V. TSAUN, A.N. CHUDNOVSKY. The paper deals with plans and opportunities to reconstruct and restart the superconducting tokamak T-15 during the time interval from 2008 up to 2022 years. It also reviews physical and technological programs of the project realizing in frames of Russian national fusion program. The reconstruction is aimed at reaching steady state operation with 1 MA current and plasma parameters as follows: the plasma density up to 10^{20} м^{-3} , ion temperature up to 10 keV, confinement time up to 0.3 s, those being close to the breakeven conditions. These objectives will be reached using the existing toroidal magnetic field coils and vacuum chamber accompanied by new poloidal field coils, which will make possible separatrix magnetic configuration (major radius $R = 2.43 \text{ m}$, minor radius 45 cm, aspect ratio $A = 5.8$, elongation $k = 1.4$, triangularity 0.25). A poloidal divertor is designed to be capable to collect the heat loads up to 10 MW/m^2 provided by heating and current drive systems with total power higher than 20 MW including NBI (9 MW, 60 kV), ECRH (7 MW), LHCD (4 MW), ICRH (4 MW). Sequential increase in the pulse length from 5 to 30 and finally to 1000 s is planned. The T-15 reconstruction and restart will allow conducting research in support of the international ITER project as well as of Russian projects of fusion power plants.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время началось сооружение Международного экспериментального термоядерного реактора ИТЭР [1]. ИТЭР так же, как и будущие промышленные термоядерные реакторы, будет работать в режиме длительного плазменного разряда, что требует применения сверхпроводящих магнитных систем для реализации энергетически и экономически целесообразной термоядерной установки. Квазистационарный режим предъявляет серьезные требования к таким технологическим системам реактора, как криогенная, система управления формой и положением плазменного шнура, система нагрева и поддержания плазменного тока, система кинетического контроля радиальных распределений основных параметров плазмы, а также система безопасного вывода энергии и частиц, которая включает элементы первой стенки и дивертора.

Первый в мире токамак со сверхпроводящей обмоткой тороидального поля Т-7 был создан в ИАЭ им. И.В. Курчатова в Москве в 1979 г. [2]. Дальнейшие эксперименты в нашей стране были продолжены на токамаке Т-15 [3]. Сегодня в мире работают несколько сверхпроводящих термоядерных установок: Tore Supra [4], TRIAM1-M [5], LHD [6, 7], HT-7 [8], EAST [9]. Разработка, конструирование и эксперимен-

тальные исследования на этих установках, а также на российских установках Т-7 и Т-15 позволили накопить весьма ценный опыт работы с криогенной техникой и технологией поддержания квазистационарного разряда [1].

Следующее поколение экспериментальных установок термоядерного синтеза также будет использовать сверхпроводящие технологии. Четыре сверхпроводящих токамака сооружаются в Азиатском регионе. В сентябре 2006 г. первая плазма была получена в токамаке EAST (Китай) [10]. В настоящее время на нем проводится работа по увеличению длительности плазменного разряда и мощности нагрева плазмы. Начинает работать токамак SST-1 (Индия) [11] с проектной длительностью плазменного разряда 1000 с [12]. Токмак KSTAR (Корея) [13] был окончательно собран в середине 2007 г. Первые эксперименты на этом токамаке ожидаются в середине 2008 г. Проект модификации одного из крупнейших токамаков JT-60U (Япония) в сверхпроводящую установку JT-60SA [14] почти завершен. Запуск установки запланирован на 2014 г. Проект токамака предусматривает эксплуатацию установки как в конфигурации ИТЭР (первая стадия), так и ДЕМО (вторая стадия). На второй стадии планируется увеличить длительность плазменного разряда со 100 с до примерно 8 ч.

Несомненно, что новое поколение сверхпроводящих токамаков (EAST, KSTAR, SST-1, JT-60SA) внесет существенный вклад в термоядерные программы, ориентированные на разработку промышленных реакторов.

В России основой экспериментальной базы исследований по управляемому термоядерному синтезу являются установки Т-10 и Т-15, находящиеся в Институте ядерного синтеза РНЦ «Курчатовский институт». На токамаке Т-10 (большой радиус 1,50 м, малый радиус 0,3 м), вступившем в строй в 1975 г., проводятся эксперименты по исследованию устойчивости плазмы и удержанию энергии, разработке методов нагрева плазмы и решению разнообразных технологических проблем. На этом токамаке были получены рекордные для российских установок параметры плазмы: плотность плазмы 10^{20} м^{-3} , электронная температура 10 кэВ, ионная температура 1 кэВ, время удержания энергии около 0,1 с, длительность импульса омического разряда 0,8 с и дополнительного нагрева 0,4 с.

Запущенный в 1988 г. токамак Т-15 (рис. 1) (большой радиус 2 м 40 см и малый радиус 78 см) обладает уникальной обмоткой из ниобий-оловянного сверхпроводника с циркуляционным охлаждением и

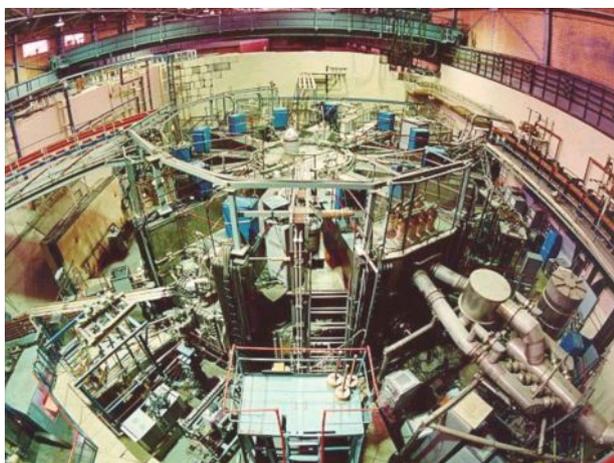


Рис. 1. Токмак Т-15

продолжает оставаться одним из крупнейших в мире. Проектные параметры токамака Т-15 и его конструктивные особенности наиболее близки к схеме магнитной системы проекта ИТЭР и делают возможным осуществление научной и инженерной программ в поддержку исследований на токамаке ИТЭР. Поэтому опыт сооружения и работы именно этой установки имеет особенно важное значение для ИТЭР.

Проведенные ранее эксперименты на токамаке Т-15 [15] внесли значительный вклад в совершенствование технологий использования сверхпроводящих магнитных систем, развитие диагностических методов и методов дополнительного нагрева, включая СВЧ-нагрев и нагрев пучками нейтральных атомов. Эксперименты были проведены в лимитерной конфигурации

с круглым сечением, и были получены режимы с током до 1 МА, мегаваттным уровнем мощности нагрева и длительностью разряда около 1 с (табл. 1) [9]. Из-за отсутствия необходимого финансирования экспе-

Т а б л и ц а 1. Проектные и достигнутые параметры токамака Т-15 (лимитерная конфигурация)

Параметр	Проектное значение	Достигнутое значение
Магнитное поле, Тл	3,5	3,6
Ток плазмы, МА	1,4	1
Длительность импульса, с	5	1,5
Мощность НИ, МВт	6	1,2
Мощность ЭЦРН, МВт	5	1,5

рименты на установке Т-15 были приостановлены в 1995 г. На сегодня многие технологические и инженерные системы установки устарели и требуется их техническое перевооружение.

К сожалению, проводимые в России исследования охватывают только узкую часть спектра ключевых задач ИТЭР. Это связано, в первую очередь, с отсутствием в России крупной установки с подобной ИТЭР конфигурацией — с вытянутым сечением плазмы и дивертором. Диверторные проблемы и проблемы сепаратрисной конфигурации доступны у нас только на малом сферическом токамаке Глобус-М [16, 17]. Установка Глобус-М, сооруженная в Физико-техническом институте им. А.Ф. Иоффе, позволяет работать с плазмой в компактной конфигурации (аспектное отношение $A = R/a \sim 1,5$) и представляет важное поисковое направление для понимания физики удержания плазмы в токамаках. Однако низкое аспектное отношение, относительно небольшое магнитное поле и малые размеры плазмы на этой установке ограничивают возможности экспериментов в поддержку ИТЭР.

Для расширения области экспериментальных исследований в поддержку ИТЭР в России необходимо иметь современную установку с вытянутой диверторной магнитной конфигурацией и возможностью управления формой плазменного шнура. Установка должна быть оборудована комплексом дополнительного нагрева ($P_{\text{aux}} \cong 20$ МВт), обеспечивающим одновременное достижение высокой температуры ($T_i \sim T_e \sim 10$ кэВ) и плотности плазмы ($n_e \sim 10^{20} \text{ м}^{-3}$), а также позволяющим управлять профилями параметров плазмы при неиндукционном поддержании тока. Для реализации таких режимов работы необходимы проведение технического перевооружения токамака Т-15 и создание на его основе установки с дивертором.

Цель данной работы — обоснование необходимости реконструкции установки Т-15, имеющей целью повышение экономичности и надежности установки, расширение области ее рабочих режимов в сторону реакторных параметров плазмы, а также определение роли установки в решении задач национальной и международной программ токамаков на ближайшие десятилетия.

Обсуждаемое техническое перевооружение Т-15 нацелено на получение плазмы с температурой до 10 кэВ, создание одноулевой полоидальной диверторной конфигурации, увеличение длительности плазменного разряда до 1000 с и общей мощности нагрева до 20 МВт. Модернизация токамака Т-15 с целью создания подобной ИТЭР магнитной конфигурации рассматривается как шаг к увеличению вклада России в экспериментальные исследования, проводимые на токамаках в рамках международной кооперации.

ЗАДАЧИ РЕКОНСТРУИРОВАННОГО ТОКАМАКА Т-15

В настоящее время наиболее эффективный путь проведения исследований в поддержку проектов ИТЭР и ДЕМО — возобновление работы токамака Т-15 при его существенном техническом перевооружении. Предлагаемое изменение магнитной системы и создание диверторной плазмы с вытянутой конфигурацией являются основными задачами исследований установки Т-15. Такой проект должен стать центральным в программе УТС, объединяющим научный и технический потенциал различных коллективов страны на ближайшие 10—15 лет. Исследования на установке Т-15 позволят сохранить и развить научно-исследовательскую школу по физике плазмы и технологиям термоядерных установок с магнитным удержанием, обеспечат подготовку кадров для эксплуатации реактора ИТЭР и опытной термоядерной электростанции.

Модернизированный токамак Т-15 позволит российским специалистам принять участие в решении современных физических и технологических задач, в том числе:

- исследование и развитие технологий для полностью сверхпроводящего токамака;
- поддержание квазистационарного режима разряда с параметрами плазмы, близкими к термоядерным;
- управление выводом энергии и частиц при квазистационарном режиме;
- развитие концепций пристеночной зоны: диафрагма или дивертор, материалы обращенных к плазме компонентов;
- оптимизация формы сечения плазмы;
- разработка систем активного воздействия на различные типы неустойчивостей (срывы, неоклассические тиринг-моды, внешние винтовые моды, граничные локализованные моды).

В табл. 2 приведены параметры сооружаемых в мире сверхпроводящих токамаков и токамака Т-15. Сравнительный анализ показывает, что модернизированный Т-15 будет находиться в одном ряду с новым поколением термоядерных установок, что позволит проводить физические и технологические исследования на высоком уровне.

Т а б л и ц а 2. Параметры сооружаемых сверхпроводящих токамаков

Параметр	JT-60SA (Япония)	KSTAR (Корея)	EAST (Китай)	SST-1 (Индия)	Т-15 (Россия)
R , м	3,01/3,16	1,8	1,7	1,1	2,43
a , м	1,14/1,02	0,5	0,4	0,2	0,42
$A = R/a$	2,65/3,1	3,6	4,25	5,5	5,8
I_p , МА	5,5/3,5	2	1/1,5	0,22	1
B_T , Тл	2,72/2,59	3,5	3,5/4	3,0	3,5
k	1,83/1,7	2	1,6—2	1,7—2	1,45
δ	0,57/0,33	0,8	0,6—0,8	0,4—0,7	0,25
$t_{имп}$, с	100 (8 ч)	300	1000	1000	5/25/1000
P , МВт	41		7/15	3	20
Дивертор	DN/SN	DN/SN	DN/SN	DN/SN	SN
Год	2014	2008	2006	2007	2012

В ряду строящихся установок токамак Т-15 с вытянутым сечением плазмы имеет уникально большое аспектное отношение $A = 5,8$. Эксплуатация установки с большим аспектным отношением позволит расширить границы международной базы данных токамаков. В настоящее время подавляющее число проектов ориентировано на аспектное отношение, близкое к 3. В то же время российский проект ДЕМО рассматривает вариант с $A = 6$, более удобный с инженерной точки зрения.

Анализ влияния аспектного отношения на различные параметры, проведенный в работе [18], показывает, что современное состояние экспериментальной базы данных не позволяет однозначно выявить зависимости таких параметров, как энергетическое время жизни, критическая мощность L—H-перехода, доля бутстреп-тока, пороги устойчивости МГД-мод и других от величины аспектного отношения A . Следовательно, проведение исследований на установке Т-15 предоставит полезные данные для анализа возможности применения токамаков с большим значением A в качестве термоядерных реакторов.

Для более эффективного использования установки Т-15 необходима совместная работа большого количества научных центров и вузов России, а также мирового сообщества физиков УТС. Программа работ по проекту Т-15 планирует создание центра коллективного доступа на базе установки и расширение международного сотрудничества.

Для автоматизации технологических систем Т-15 будут использоваться современные промышленные системы управления и сбора данных, такие, как Trace Mode и Emerson-DeltaV. При создании проблемно-ориентированных информационных систем будут использованы решения, согласующиеся с проектами соответствующих систем ИТЭР [1], а также учтен опыт создания платформы токамака Т-10 DASSQL [19] для работы с экспериментальными данными установок УТС.

В ходе построения комплексной системы автоматизации Т-15 будет решен ряд задач, связанных с созданием глобальной информационной инфраструктуры для установок УТС (включая ИТЭР), объединяющей экспериментальные данные, базы знаний в данной области и унифицированные средства для удаленной работы и доступа. Результатами будут:

- создание и апробирование информационных систем для установок УТС (включая системы управления технологических систем, хранилище данных и инструменты удаленного участия в эксперименте);
- создание центра коллективного доступа и международного сотрудничества;
- интеграция с использованием сети Fusion Grid информационной инфраструктуры Т-15 российского центра удаленного доступа к эксперименту ИТЭР и центров обработки данных в партнерских организациях;
- подготовка кадров в области информационных технологий для термоядерной энергетики России и проекта ИТЭР.

МОДЕРНИЗАЦИЯ И ФИЗИЧЕСКИЕ ЗАДАЧИ ТОКАМАКА Т-15

Цели модернизации и физические задачи токамака Т-15. Техническое перевооружение токамака Т-15 предусматривает создание новой системы формирования и управления вытянутой конфигурацией плазмы и сооружение дивертора в существующей разрядной камере установки. Указанные цели могут быть достигнуты при использовании имеющихся сверхпроводящей магнитной системы тороидального поля, вакуумной камеры установки и основных технологических систем.

Основные технические задачи модернизации токамака Т-15 следующие:

- существенная модернизация технологических систем для повышения их надежности и уменьшения эксплуатационных расходов;
- создание вытянутой сепаратрисной магнитной конфигурации в существующей вакуумной камере;
- создание системы управления равновесием вытянутой конфигурации;
- разработка, изготовление и установка диверторного устройства в вакуумной камере;
- модернизация систем нагрева плазмы и генерации тока, увеличение мощности нагрева до 20 МВт и длительности разряда до 1000 с;
- разработка и изготовление системы интегрированного управления устойчивостью, равновесием, нагревом и удержанием высокотемпературной плазмы в режиме реального времени.

На первом этапе эксплуатации токамак Т-15 будет работать в круглой лимитерной конфигурации. Имеются также варианты изучения бездиверторных конфигураций, более экономно использующих объем магнитного поля, в частности, режимов с литиевой диафрагмой либо виртуальными диафрагмами, создаваемыми пылевыми струями. Физические программы в поддержку ИТЭР оказываются сильно ограниченными на данном этапе.

После создания диверторной магнитной конфигурации спектр физических и технологических задач значительно расширится. Физическая программа токамака Т-15 будет ориентирована на изучение:

- квазистационарного плазменного разряда с высоким уровнем нагрева плазмы и генерации тока;
- МГД-устойчивости плазмы в режиме реального времени;
- профилей тока и давления в режиме реального времени;
- процессов переноса энергии и частиц и влияния турбулентности на перенос;
- проблем дивертора и периферийной плазмы;
- взаимодействия плазмы с различными материалами, включая графит, вольфрам и литий;
- технологии поддержания рабочего состояния первой стенки.

Одновременно установка Т-15 будет использоваться для отработки диагностических систем, поставляемых Россией на токамак ИТЭР. Кроме того, экспериментальные исследования на модифицированном Т-15 обеспечат подготовку кадров для участия в проектах ИТЭР и ДЕМО.

Этапы модернизации токамака Т-15. Реализация проекта «Токамак Т-15» будет осуществляться в 2008—2022 гг. в три этапа.

На первом этапе (2008—2012 гг.) планируется провести перевооружение технологических и диагностических систем, тесты систем установки, эксперименты с плазмой в круглой лимитерной конфигурации и установить новые внутрикамерные элементы дивертора и систем равновесия и стабилизации плазмы. Нагрев плазмы будет осуществляться нейтральными частицами и электронно-циклотронными волнами. Суммарная мощность нагрева составит 16 МВт при длительности 5 с. При этом мощность нейтральной инжекции (НИ) составит 9 МВт, мощность гиротронной системы для ввода электронно-циклотронных волн (ЭЦРН) — 7 МВт (табл. 3).

Т а б л и ц а 3. Проектные параметры систем нагрева

Метод нагрева	2008—2012	2013—2017	2018—2022
НИ, МВт	9	9	9
ЭЦРН, МВт	7	7	7
НГРН, МВт	—	4	4
ИЦРН	—	—	4
Длительность, с	5	25	1000

Эксперименты с вытянутой конфигурацией и дивертором при длительности разряда 25 с будут начаты на втором этапе (2013—2017 гг.). Мощность нагрева плазмы будет увеличена до 20 МВт. Это по-

зволит проводить эксплуатацию токамака в базовых режимах. На этом этапе предусматривается работа токамака Т-15 с термоядерными параметрами плазмы при длительности разряда 5 с и модернизация установки для увеличения длительности разряда до 25 с. Увеличение мощности нагрева будет осуществлено за счет системы нижнегибридного нагрева плазмы (НГРН). Мощность НГРН будет составлять 4 МВт.

Модернизация магнитной системы, систем нагрева и генерации тока для разряда длительностью 1000 с планируется на третьем этапе с 2017 по 2022 г. одновременно с проведением экспериментальной программы. В этот период будут разработаны и установлены сверхпроводящая система полоидальных полей и охлаждаемые защитные элементы стенки. Мощность нагрева будет увеличена до 24 МВт за счет системы ионно-циклотронного нагрева плазмы (ИЦРН) мощностью 4 МВт.

Увеличение длительности существования плазмы. Длительность импульса тока плазмы при наличии методов безиндуктивного поддержания тока при фиксированной величине тока плазмы определяется величиной и длительностью импульсов токов равновесия, текущих в полоидальных обмотках. В Т-15 эти обмотки криорезистивные и охлаждаются жидким азотом. При заданной величине тока максимальная длительность импульса тока в обмотках управления определяется допустимой величиной температуры жидкого азота. Как показали предыдущие эксперименты, максимальный перегрев азота не должен превышать 10 К. Перегрев существующих полоидальных обмоток ограничивает длительность импульса тока в плазме даже при неограниченных возможностях системы безиндуктивного поддержания тока. Анализ диверторных конфигураций показывает, что максимальная длительность разряда при использовании криорезистивных обмоток при токе плазмы 1 МА не может превышать 20 с, а при токе 0,6 МА — не более 60 с.

В режимах квазистационарного поддержания тока плазмы тепловая энергия, вкладываемая в разряд, попадает на внутренние элементы разрядной камеры и в дивертор. Если считать, что половина энергии, вложенной в разряд, уходит на диверторные пластины, а вторая половина — на внутрикамерные элементы, то в процессе импульса силовые секции камеры будут нагреваться со скоростью 0,14 град/МДж, защитные экраны камеры — со скоростью 1,5 град/МДж. Так, при уровне мощности 10 МВт, падающей на поверхность камеры в течение 25 с, силовые секции нагреются на 32°, защитные экраны камеры — на 370°, сильфоны — на 80°. Тепловая нагрузка на азотный уровень возрастет на 12 кВт, на гелиевый уровень — около 100 Вт. При пассивном охлаждении время остывания защитных экранов в существующей конструкции до первоначального уровня температур составит около 1,5 ч. Следовательно, поддержание равновесной конфигурации плазмы некруглого сечения в течение более 100 с требует замены криорезистивных обмоток на сверхпроводящие и установки водоохлаждаемой термозащиты первой стенки камеры.

Модернизация магнитной конфигурации. Диверторная конфигурация плазменного шнура предъявляет специфические требования к системе создания магнитных полей. Наиболее эффективные плазменные режимы получаются в магнитной конфигурации с высокими значениями вытянутости ($k > 1,5$) и треугольности ($\delta > 0,3$) плазменного шнура и оптимизированного диверторного устройства. Для создания и управления диверторной сепаратрисной конфигурацией токамака Т-15 предусмотрена модификация существующей системы полоидальных магнитных полей. Модифицированная система полоидальных магнитных полей предназначена для создания и управления формой плазменного шнура с заданной вытянутостью и треугольностью. Система будет включать тороидально направленные токопроводящие витки, охлаждаемые водой, расположенные внутри вакуумной камеры токамака. Три витка — в нижней части камеры, четвертый виток — в верхней части. Для стабилизации плазмы относительно быстрых вертикальных смещений требуется установка внутри вакуумной камеры токопроводящих витков пассивной и активной стабилизации. По два витка как пассивной, так и активной стабилизации будут расположены внутри вакуумной камеры на внешнем обводе тора.

Дополнительно для создания и обеспечения равновесия плазменного шнура будет использоваться имеющаяся система полоидальных полей токамака Т-15. Равновесие плазменного шнура по большому радиусу будет обеспечиваться тремя обмотками управления, расположенными с внешней стороны сверхпроводящей обмотки тороидального поля. Для организации разряда на начальной стадии и подавления быстрых возмущений равновесного положения применяется быстродействующая обмотка управления по большому радиусу (седловые катушки), состоящая из 12 верхних и 12 нижних секций. Для ав-

томатического регулирования положения плазменного шнура по вертикали предназначена обмотка управления положением по вертикали.

Диверторное устройство. Создание вытянутой сепаратрисной конфигурации плазменного шнура требует установки специального диверторного устройства для приема потоков частиц и тепла. Диверторное устройство, располагаемое в нижней части вакуумной камеры, должно включать в себя приемные пластины и защитное покрытие стенки под дивертором. Дивертор должен обеспечивать:

- безопасный прием теплового потока из основной плазмы и защиту стенок вакуумной камеры от разрушения;
- контроль плотности основной плазмы;
- поддержание уровня примесей в основной плазме ниже уровня, соответствующего радиационному охлаждению центральных областей плазменного шнура;
- низкий поток нейтрального газа из диверторного объема в центральную плазму и область X -точки, не приводящий к ухудшению удержания основной плазмы.

Диверторные приемные пластины должны воспринимать без потери работоспособности тепловые потоки большой удельной мощности (до 20 МВт/м^2). Защитное покрытие приемных пластин планируется на начальном этапе экспериментов изготовить из графитовых материалов. Верхняя часть вакуумной камеры также должна быть покрыта защитным слоем, изготовленным из графитовых материалов. Для стационарного охлаждения приемных пластин будет предусмотрено водяное охлаждение.

Расположение диверторных пластин и витков полоидального магнитного поля, а также результаты расчета магнитной конфигурации приведены на рис. 2. Проведенный расчет показывает возможность создания диверторной конфигурации в круглой камере токамака Т-15. Однако требуется проведение дополнительных расчетов с целью оптимизации конфигурации магнитного поля и расположения диверторных пластин в камере установки.

В настоящее время начинается эскизное проектирование дивертора и системы диверторных витков полоидального поля. Проект должен быть выполнен в течение 3 лет. В рамках проекта будет проведена оптимизация магнитной конфигурации и расположения диверторных витков для обеспечения гибкости управления формой плазмы и диверторными потоками. Также будут определены условия контроля режима дивертора: геометрия дивертора, положение X -точки, длина ветвей сепаратрисы, ширина откачных каналов, требуемая скорость откачки, геометрия откачных каналов, размещение криопанелей. Работа будет проводиться на основе результатов расчетов с использованием 2D-кода диверторной плазмы B2SOLPS [20].

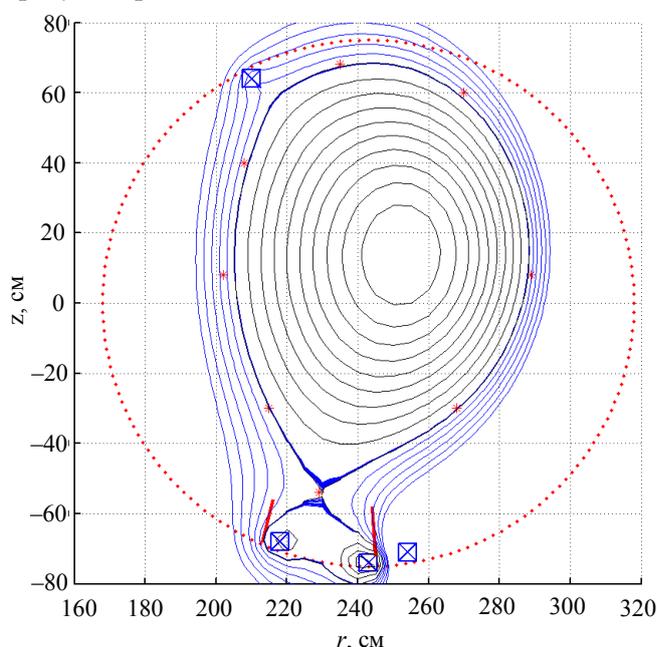


Рис. 2. Рассчитанная магнитная конфигурация токамака Т-15 с дивертором

СЦЕНАРИИ РАБОТЫ МОДЕРНИЗИРОВАННОГО ТОКАМАКА Т-15

Сценарии разрядов. Расчет основных сценариев разряда и плазменных параметров в установке Т-15 проводился с использованием транспортного кода ASTRA [21]. Для описания процессов переноса использовался режим с Н-модой удержания. Три различных сценария отражают возможности работы Т-15 в режимах с высокими характеристиками: режим с высокой плотностью плазмы (режим I); режим с низкой плотностью и полностью неиндукционным током (режим II); режим с полностью неиндукционным током и высоким значением нормализованной β_N (режим III). Эффективность генерации тока

ЭЦ-волнами была оценена с использованием кода OGRAY [22]. Мощность нагрева 16 МВт для всех режимов (9 МВт НИ и 7 МВт ЭЦРН). Результаты расчетов приведены в табл. 4 и на рис. 3—5.

Т а б л и ц а . 4. Вычисленные параметры плазмы для трех различных режимов токамака T-15

Режим	I	II	III
I_p , МА	1	1	0,5
B_t , Тл	3,15	3,15	2,63
n , 10^{19} м^{-3}	14,4 (0,8 n_{Gr})	3,56 (0,2 n_{Gr})	7,2 (0,8 n_{Gr})
β_T	1,82	1,35	1,58
β_N	2,41	1,78	3,49
β_p	1,17	0,87	2,83
l_i	0,76	0,65	0,65
I_{OH} , %	75,3	0	0
I_{bs} , %	14,7	20,4	44,9
I_{CD} , %	10	79,6	55,1
$(I_{bs} + I_{CD})/I_\Sigma$	0,147	1	1
τ_E^{98,y^2} [1], мс			
	H		
	D		
	79	45	31
	91	51	35

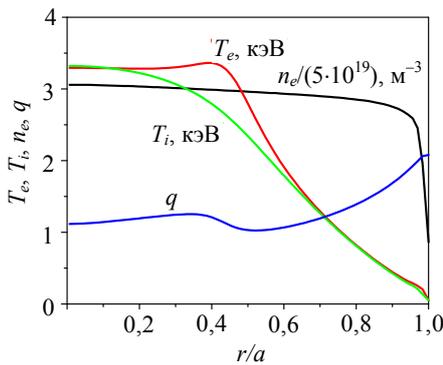


Рис. 3. Рассчитанные радиальные профили плотности, электронной и ионной температур и фактора запаса устойчивости в режиме I

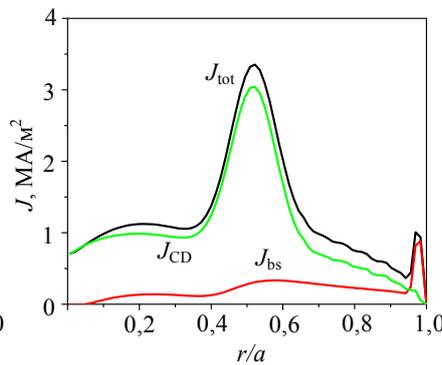


Рис. 4. Рассчитанные радиальные профили полного тока (J_{tot}), неиндукционного тока (J_{CD}) и бутстреп тока (J_{bs}) в режиме II

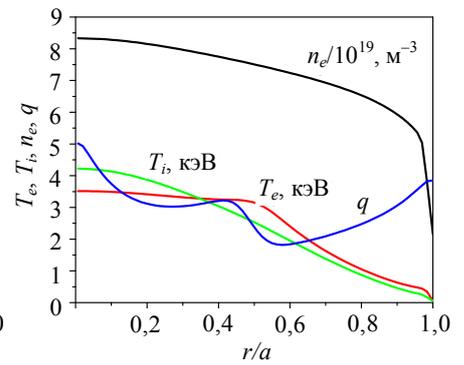


Рис. 5. Рассчитанные радиальные профили плотности, электронной и ионной температур и фактора запаса устойчивости в режиме III

Вычисления показывают следующее:

1. В режиме с высокой плотностью плазмы $n_e = 1,44 \cdot 10^{20} \text{ м}^{-3}$ (0,8 от плотности Гринвальда n_{Gr}) при мощности нагрева 16 МВт и токе плазмы 1 МА возможно достижение температуры $T_e, T_i > 3$ кэВ в центральных областях (см. рис. 3). Нормализованная β_N достаточно высока (2,4) в этом режиме и близка к величине, принятой для ИТЭР. При более низкой плотности $n_e = 0,5 \cdot 10^{20} \text{ м}^{-3}$ температура в центре шнура превышает 6 кэВ.

2. В токамаке T-15 возможна реализация квазистационарного режима с полностью неиндукционным током. Радиальные профили токов для неиндуктивного сценария показаны на рис. 4. Режимы с полностью неиндукционным током могут быть реализованы при $I_p = 1$ МА при помощи генерации токов ЭЦ-волнами и нейтральной инжекцией при плотности плазмы $3,6 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3}$. Доля бутстреп-тока f_b составляет 0,2 в этом режиме.

Расчеты показывают, что неиндукционные токи I_{CD} , генерируемые ЭЦ-волнами и НИ, позволяют осуществить управление профилем тока в широких пределах. В частности, возможно получение профилей тока с обратным широм и вариация минимума коэффициента запаса устойчивости q_{min} в широком диапазоне ($q_{min} = 1—2$).

3. Рис. 5 демонстрирует возможности работы в режиме с полностью неиндукционным током и высокими значениями плотности (0,8 n_G) и нормализованной $\beta_N = 3,46$. Такой режим, когда β_N превышает идеальный предел без стенки, будет использоваться для изучения устойчивости плазмы. Для поддержания стационарного режима с высокими β_N планируется использовать ЭЦРН для управления неоклассическими тиринг-модами (NTM) [23] и внутрикамерные катушки для подавления внешних винтовых мод [24], стабилизация которых стенкой камеры оказывается неполной из-за ее конечной электропроводности, так называемых Resistive Wall Modes (RWM).

Приведенные результаты расчетов свидетельствуют о возможности проведения физических экспериментов на токамаке T-15 при плазменных параметрах, изменяемых в широких пределах.

Для определения пороговой мощности L—H-перехода были проведены расчеты с использованием следующих скейлингов, принятых для оценок ИТЭР [1]:

$$P_{\text{th}}^{\text{LH}99(1)} = (2,84 \pm 0,254) \bar{n}_e^{0,58 \pm 0,035} B_T^{0,82 \pm 0,031} R^{1,00 \pm 0,089} a^{0,8 \pm 0,066} M^{-1},$$

$$P_{\text{th}}^{\text{LH}99(2)} = (0,108 \pm 0,005) \bar{n}_e^{0,49 \pm 0,030} B_T^{0,85 \pm 0,032} R^{0,84 \pm 0,016} M^{-1}.$$

Результаты расчетов показаны на рис. 6. Расчеты проводились для водородной ($M = 1$) и дейтериевой ($M = 2$) плазмы и для двух значений тороидального магнитного поля (3,15 и 2,63 Тл). На рисунке показаны значения пороговой мощности, полученные по обоим скейлингам. Верхняя граница каждой из областей соответствует скейлингу $P_{\text{th}}^{\text{LH}(1)}$, нижняя — скейлингу $P_{\text{th}}^{\text{LH}(2)}$. На основании приведенных оценок можно сделать вывод, что Н-мода в установке с дивертором будет получена, однако значение пороговой мощности оказывается довольно высоким. Для режима с током 1 МА и при плотности, близкой к пределу Гринвальда, для достижения Н-моды в водородной плазме необходима мощность, превышающая 10 МВт.

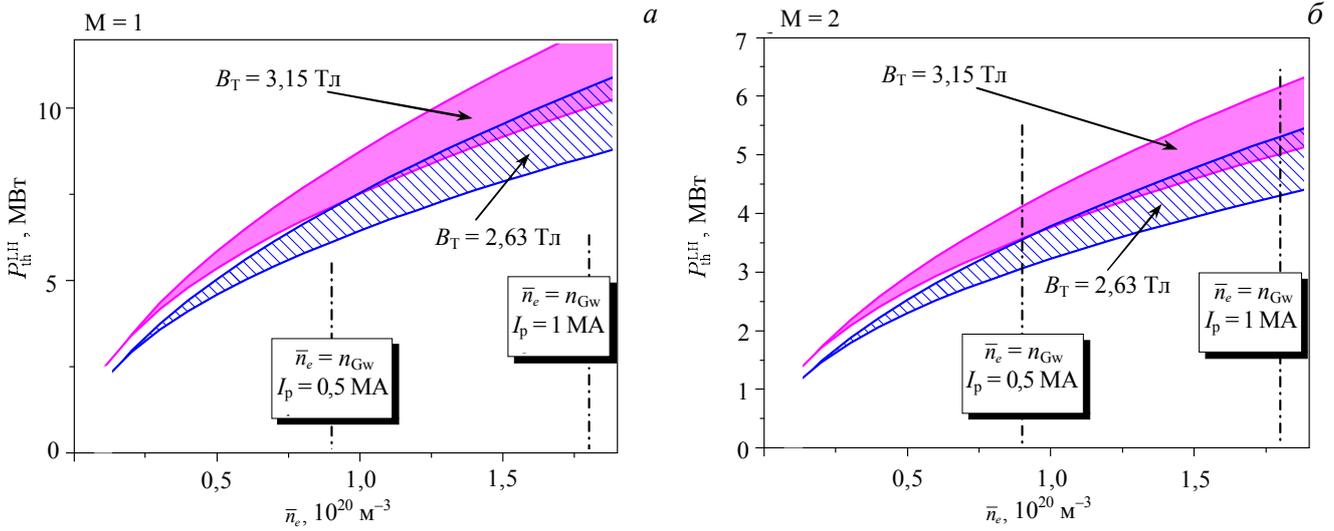


Рис. 6. Пороговая мощность L—H-перехода для водородной (а) и дейтериевой (б) плазмы

МГД-устойчивость плазмы в базовых режимах. Для описанных режимов I, II и III с помощью кода KINX [25] была рассчитана устойчивость плазмы относительно внешних винтовых, баллонных и локализованных неустойчивостей Мерсье. Этот код позволяет исследовать устойчивость плазмы в осесимметричных системах, включая диверторные конфигурации с сепаратрисой на границе плазмы, в приближении линейной идеальной магнитогидродинамики. Результаты расчетов показаны на рис. 7 и 8.

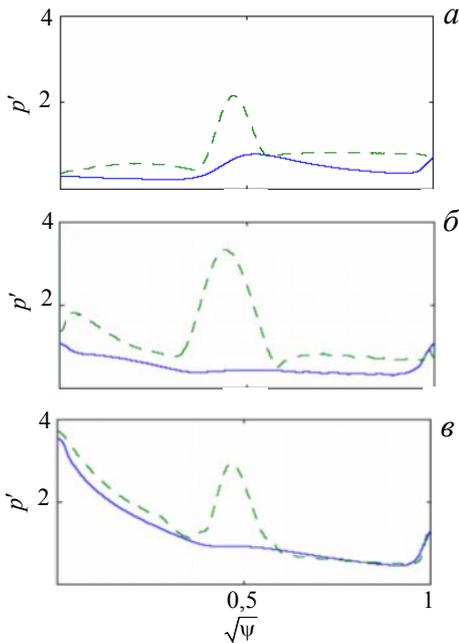


Рис. 7. Радиальные профили градиента давления плазмы для режимов I (а), II (б) и III (в)

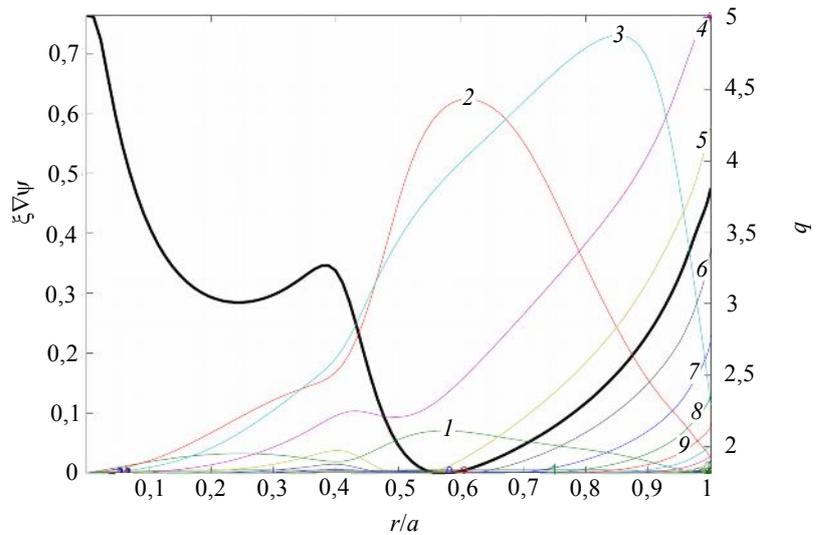


Рис. 8. Радиальные профили нормального смещения $\xi \nabla \psi$ моды $n = 1$ (1 — 9 — полоидальное число моды m (—)); фактора запаса устойчивости (—), вычисленные для режима III

Сплошные линии на рис. 7 показывают радиальные профили градиентов давления для трех режимов. Пунктирные линии обозначают предельный по устойчивости баллонных мод градиент давления.

Градиент давления плазмы для режимов I и II ниже баллонного предела почти во всем сечении плазмы. Режим I является неустойчивым относительно мод Мерсье из-за большого градиента давления вблизи минимума фактора запаса устойчивости q_{\min} для значения $q_{\min} = 1,02$, соответствующего параметрам режима I. Кроме того, в этом случае гармоники $m = 1$ и $m = 2$ взаимодействуют с внешней модой $n = 1$, что приводит к неустойчивости внешней моды. Вычисления показывают, что для устойчивости плазмы в данном режиме q_{\min} должно превышать 1,04.

В режиме II баллонные моды неустойчивы в узкой зоне на границе плазмы. Величины плотности бутстреп-тока и градиента давления в области пьедестала профилей температуры и плотности достаточны для появления внешних баллонных неустойчивостей с тороидальными волновыми числами $n > 5$, захватывающих широкую область от границы плазмы до минимума фактора запаса устойчивости. В этом режиме можно ожидать повышенную МГД-активность на периферии плазменного шнура, выражающуюся в развитии граничных локализованных мод (ELMs).

В режиме III с высокими β_N профиль давления близок к пределу устойчивости баллонных мод во всей области положительного шира, что приводит к сильной неустойчивости относительно внешней моды $n = 1$ без учета стабилизации проводящей стенкой. На рис. 8 показана зависимость нормального к магнитным поверхностям смещения данной моды от квадратного корня полоидального магнитного потока. Из-за близости q_{\min} к резонансному значению 2 внешняя мода $n = 1$ взаимодействует с внутренней гармоникой $m = 2$. С учетом стабилизации идеальной внешней моды стенкой можно ожидать развития RWM из-за конечной проводимости камеры и проводить эксперименты по управлению устойчивостью и подавлению RWM. В этом режиме также можно ожидать развитие ELM.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье представлены планы технического перевооружения T-15 и экспериментальная программа на период 2008—2022 гг. Основу модифицированной установки составят существующие тороидальные магнитные катушки, вакуумная камера и большинство технологических систем. Модернизация направлена на создание установки с вытянутым сечением плазмы и дивертором, способной обеспечить долгосрочную программу физических и технологических исследований на токамаках в России и поддержку работ по проектам ИТЭР и ДЕМО.

Параметры установки T-15 после реконструкции позволяют рассчитывать на расширение международной базы данных по токамакам, в частности, по аспектному отношению. Реконструкция будет стимулировать развитие технологий квазистационарных разрядов в токамаках.

На основе модернизированного токамака T-15 в РНЦ «Курчатовский институт» планируется создать национальный центр термоядерных исследований. Он будет интегрировать деятельность по физическим исследованиям и развитию термоядерных технологий в России и поддерживать программы подготовки кадров для проектов ИТЭР и ДЕМО.

Работа поддерживается Научной школой 2264.2006.2.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. ITER Physics Basis. — Nucl. Fusion, 1999, vol. 39, p. 2137.
2. Денисов В.Ф. и др. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 1981, вып. 1 (7), с. 3—7.
3. Bondarchuk E.N., Glukhikh V.A., Velikhov E.P. et al. — In: Nuclear Technology Symposium. Utrecht, Netherlands, 1988, vol. 2, p. 256.
4. Jacquinet J. — Nucl. Fusion, 2003, vol. 43, p. 1583.
5. Zushi H. et al. — Nucl. Fusion, 2005, vol. 45, p. S142.
6. Iiyoshi A. et al. — Fusion Technol., 1990, vol. 17, p. 169.
7. Motojima O. et al. — Nucl. Fusion, 2005, vol. 45, p. S255.
8. Wan B. et al. — In: Proc. 21st Intern. Conf. on Fusion Energy 2006 (Chengdu, 2006). Vienna: IAEA. CD-ROM OV/P-1 file; <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Meetings/fec2006pp.asp>.

9. **Wan Y.X., Li J., Weng P. et al.** — Plasma Science and Technology, 2006, vol. 8, № 3.
10. **Wan Yu., Li Jiangang, Weng P. and EAST, GA, PPPL team.** — In: Proc. 21st Intern. Conf. on Fusion Energy 2006 (Chengdu, 2006). Vienna: IAEA. CD-ROM OV/1-1 file; <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Meetings/fec2006pp.asp>.
11. **Saxena Y. C. and SST-1 Team.** — Nucl. Fusion, 2000, vol. 40, p. 1069.
12. **Saxena Y.C. and SST-1 Team.** — In: Proc. 21st Intern. Conf. on Fusion Energy 2006 (Chengdu, 2006). Vienna: IAEA. CD-ROM FT/2-1 file; <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Meetings/fec2006pp.asp>.
13. **Lee G.S. et al.** — Nucl. Fusion, 2001, vol. 41, p. 1515.
14. **Kikuchi M. et al.** — Nucl. Fusion, 2006, vol. 46, p. S29.
15. **Альхимович В.А., Ахтырский С.В., Бабаев И.В. и др.** — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 1989, вып. 3, с. 3—17.
16. **Gusev V.K. et al.** — Techn. Phys., 1999, vol. 44, p. 1054.
17. **Gusev V.K., Ayushin B.B., Chernyshev F.V. et al.** — In: Proc. 21st Intern. Conf. on Fusion Energy 2006 (Chengdu, 2006). Vienna: IAEA. CD-ROM OV/P-3 file; <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Meetings/fec2006pp.asp>.
18. **Kaye S.M. et al.** — Plasma Phys. Control. Fusion, 2006, vol. 48, p. A429.
19. **Соколов М.М.** — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2003, вып. 4, с. 73—78.
20. **Rozhansky V. et al.** — Nucl. Fusion, 2001, vol. 41, p. 387.
21. **Pereverzev G.V., Yushmanov P.N.** IPP Report 5/98. Max-Planck-Institut für Plasmaphysik. Garching, 2002.
22. **Zvonkov A.V. et al.** — Plasma Physics Reports, 1998, vol. 24, p. 389.
23. **Pustovitov V.D., Mikhailovskii A.B., Kobayashi N. et al.** — In: Proc. 18th Intern. Conf. on Fusion Energy 2000 (Sorrento, 2000). Vienna IAEA. CD-ROM ITERP/07; <http://www.iaea.org/programmes/ripc/physics/fec2000/html/node241.htm#54297>.
24. **Медведев С.Ю., Пустовитов В.Д.** — Физика плазмы, 2004, vol. 30, p. 963.
25. **Degtyarev L. et al.** — Comput. Phys. Commun., 1997, vol. 103, p. 10.

Статья поступила в редакцию 6 мая 2008 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2008, вып. 3, с. 3—15.

УДК 533.924

УГЛЕРОДНЫЕ СТРУКТУРЫ И ОБОРОТ ВОДОРОДНОГО ТОПЛИВА В ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТАНОВКАХ

А.А. Сковорода, А.В. Спицын, С.В. Янченков, Я.В. Зубавичус (РНЦ «Курчатовский институт»)

В обзорной работе рассматривается влияние углеродных материалов на газооборот изотопов водорода в термоядерных установках. Делается обзор известных результатов исследований углеродных материалов с акцентом на их пористую структуру, в том числе приводятся данные, полученные на токамаках ТМГ и Т-10. Анализируются результаты работ, выполненных авторами, по исследованию газовой проводимости графита МПГ-8 и сверхтонких углеродных пленок. Углеродные материалы обладают открытой пористостью, и молекулярный водород проходит сквозь эти материалы. Подробно рассматриваются захват атмосферных газов графитом и негативное влияние этих газов на исследования захвата водорода в случае, если исследования допускают нахождение образцов на воздухе. Исследуется влияние облучения графита МПГ-8 плазмой токамака Т-10 на структурные характеристики графита методами рентгеновской дифракции, лазерной спектроскопии комбинационного рассеяния, газовой проницаемости и термодесорбционной спектроскопии. В работе также исследуется синтетический графит, полученный в лабораторных условиях в СВЧ-разряде в метане при атмосферном давлении.

CARBON STRUCTURES AND HYDROGEN FUEL RECYCLING IN FUSION DEVICES. A.A. SKOVORODA, A.V. SPITSYN, S.V. YANCHENKOV, Ya.V. ZUBAVICHUS. The influence of the carbon materials on the hydrogen isotope gas recycling in fusion devices is discussed in this review. The known research results of the carbon materials with the accent on their porosity are reviewed, including data obtained on the tokamaks TMG and T-10. The gas permeation experiments with graphite MPG-8 and super-thin carbon films, carried out by the authors, are analyzed. Carbon materials have open porosity so that molecular hydrogen penetrates through them. Capturing of atmospheric gases by the graphite and the negative influence of this effect (a samples exposition onto the air) on the hydrogen capture experiments are considered in details. The influence of tokamak T-10 plasma irradiation of MPG-8 graphite on graphite structural characteristic is investigated by means of *x*-ray diffraction, raman spectroscopy, gas permeation and thermal desorption spectroscopy. The synthetic graphite, produced in the laboratory conditions of the microwave discharge in the methane at atmospheric pressure, is also investigated.