

УДК 533.9

СЦЕНАРИИ РАЗРЯДА ТОКАМАКА С РЕАКТОРНЫМИ ТЕХНОЛОГИЯМИ

© 2021 г. В. М. Леонов^{a, b, *}, С. В. Коновалов^{a, b, **}, В. Е. Жоголев^{a, b}, А. А. Кавин^{b, c},
А. В. Красильников^b, А. Ю. Куюнов^{a, b}, В. Э. Лукаш^{a, b}, А. Б. Минеев^{b, c}, Р. Р. Хайрутдинов^{a, b, d}

^a Национальный исследовательский центр “Курчатовский институт”, Москва, Россия

^b Государственная корпорация по атомной энергии “Росатом”,
Частное учреждение “Проектный центр ИТЭР”, Москва, Россия

^c Научно-исследовательский институт электрофизической аппаратуры им. Д.В. Ефремова (НИИЭФА),
Санкт Петербург, Россия

^d ГНЦ РФ “Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований”, Москва, Россия

*e-mail: Leonov_VM@nrcki.ru

**e-mail: Kononov_SV@nrcki.ru

Поступила в редакцию 13.04.2021 г.

После доработки 30.07.2021 г.

Принята к публикации 30.07.2021 г.

Выполнено моделирование сценариев разрядов TRT в дейтериевой и дейтерий-третиевой плазме. Проанализирована возможность полностью безындукционного поддержания тока плазмы с использованием нейтральной инжекции и ЭЦР-нагрева. Показано, что технические характеристики токамака TRT и его дополнительных систем нагрева и генерации тока плазмы обеспечивают широкое операционное пространство для осуществления длительных квазистационарных разрядов в плазме с реакторными параметрами $Q_{DT} \sim 1$ при потоке 14 МэВ-ных нейтронов на стенку более 0.1 МВт/м² и длительности разряда 100 секунд и более.

Ключевые слова: токамак с реакторными технологиями, сценарии разряда, высокое магнитное поле, квазистационарный разряд, дивертор, термоядерная плазма

DOI: 10.31857/S0367292121120040

1. ВВЕДЕНИЕ

Концептуальный проект токамака с реакторными технологиями (TRT, Tokamak with Reactor Technologies) [1] нацелен на разрешение ключевых физических и технических проблем на пути создания коммерчески обоснованного термоядерного реактора. Сегодня в российской национальной программе термоядерных исследований все больший приоритет отдается созданию термоядерного источника нейтронов для гибридного синтеза — деления реактора. Поэтому, оптимизация проектных характеристик и рабочих режимов TRT направлена преимущественно на решение именно этой задачи. Однако технические и операционные возможности проектируемого токамака должны обеспечить проведение широкомасштабных исследований по разрешению принципиальных проблем для реализации и чистого термоядерного реактора.

Высокое магнитное поле $B(R_0) \sim 8$ Т, позволит получить плазму с высокой реактивностью, P_{fus} , в относительно компактной установке

$$P_{fus} \propto \beta_t^2 B^4 V_p. \quad (1)$$

Здесь β_t — отношение газокINETического давления плазмы к давлению тороидального магнитного поля, а V_p — объем плазмы. Скейлинг (1) [2] прямо указывает, что достижение желаемого термоядерного выхода можно осуществить как за счет увеличения объема плазмы, так и за счет увеличения магнитного поля. Но здесь следует отметить, что в скейлинге (1) уже учтено, что разряд осуществляется при максимально возможном по МГД-устойчивости токе плазмы, обеспечивающим $q_{95} \sim 3$, т.е. ток, обеспечивающий удержание, растет пропорционально росту поля. Также предполагается, что обеспечена необходимая температура плазмы от 10 до 20 кэВ.

Идея повышения реактивности плазмы за счет наращивания амплитуды магнитного поля не нова. Преимущества именно этого пути использовались при проектировании токамака с сильным полем (ТСП) в Троицком институте инновационных и термоядерных исследований в 80-е годы прошлого столетия. Сильное поле было главной конструктивной особенностью токамаков серии ALCATOR в США и проекта IGNITOR. Концепция токамака с сильным полем в настоящее время

доминирует в национальной программе термоядерных исследований США, направленной на сооружение прототипа – SPARC [3] и проектирование полноценного термоядерного реактора – ARC, в которых высокое магнитное поле создается, также, как и в TRT, электромагнитной системой на основе ВТСП-проводников. К преимуществам концепции сильного поля помимо возможности значительно повысить ток (а значит и омический нагрев, и время удержания), относят также и соответствующий рост предельной плотности плазмы:

$$n < n_G = \frac{I_P}{\pi a^2} [10^{20} \text{ м}^{-3}, \text{ МА, м}] \quad (2)$$

Однако преимущества сильного поля и малого размера, потенциально реализуемые в короткоимпульсной системе, способны немедленно превратиться в недостатки, когда речь идет именно о реакторном применении. Действительно, большой ток плазмы необходимо чем-то поддерживать. С ростом плотности плазмы эффективность безындукционных методов генерации тока катастрофически снижается. Так в проекте SPARC генерацию тока планируется осуществлять только при помощи индуктора. Надежды на увеличение длительности разряда связываются с осуществлением режимов с ростом доли бутстреп тока в полном токе плазмы. Реакторные претензии ARC всецело базируются на самоподдерживающемся бутстреп-токе. Обоснованность этих надежд, особенно ввиду необходимой для реактора управляемости не только амплитудой, но и профилем тока плазмы, в настоящее время не высока.

Реактор должен работать годами. Это означает, что соотношение длительностей рабочей фазы и паузы, и повторяемость импульсов должны быть экономически целесообразными. Осуществление длительных квазистационарных разрядов в плазме с характеристиками нейтронного источника в гибридном реакторе при полностью безындукционном поддержании тока одна из принципиальных задач в программе исследований на TRT. Для решения этой задачи специально разрабатываются комплексы нейтральной инжекции в ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН [4] и гиротронный комплекс ЭЦР-нагрева и генерации тока плазмы в ИПФ РАН [5]. Важным аспектом в этой части программы исследований является разработка технологий управления не только амплитудой, но и профилем тока плазмы.

Вторым, но не по значимости, камнем преткновения на пути реализации концепции компактного токамака – реактора с сильным полем является неизбежный рост удельной энергонагруженности установки с уменьшением ее размера. Для достижения заданной величины термоядерной мощности, приходится иметь дело с увеличением как удельной мощности нагрева

плазмы, так и мощности тепловых потоков в дивертор и на первую стенку токамака. Как первое, так и второе обстоятельство вызывают серьезное беспокойство. Так, согласно [6 и содержащимся там ссылкам] – увеличение критической для термоядерной энергетики величины тройного произведения $nT\tau_E$ в экспериментах неизбежно сопровождается сокращением предельно достижимой длительности импульса. Одним из наиболее популярных объяснений этой негативной тенденции является существенная зависимость (деградация) времени удержания τ_E от удельной мощности нагрева плазмы. С.В. Мирнов [7], используя те же экспериментальные данные, что и авторы [6], объясняет сокращение длительности импульса ростом удельной тепловой нагрузки на первую стенку токамака, активизирующей негативные последствия взаимодействия плазма–стенка. В частности, в [7] предлагается скейлинг для предельной длительности импульса Δt вида

$$\Delta t \approx 1/(P_H/S)^{1.7} \text{ (с)}. \quad (3)$$

Здесь P_H – мощность теплового потока и S – площадь поверхности первой стенки. Следует отметить, что базовый индуктивный сценарий разряда в ИТЭР проектируется на длительность порядка 500 с (при этом $P_H = P_{aux} + P_\alpha \approx 150$ МВт, $S \approx 800 \text{ м}^2$), тогда как согласно (3) эта длительность не должна превышать 20 с!

Принципиальная важность режима взаимодействия плазма–стенка (включая и дивертор) общепризнана мировым термоядерным сообществом. Сооружаемый в Италии сверхпроводящий (НТСП) токамак DTT [8], наиболее близкий к TRT по техническим характеристикам, имеет целью исследование именно этой проблемы. На TRT исследованию взаимодействия плазма–стенка и поиску реакторо-релевантных решений уделяется главное внимание. Планируется начальную стадию экспериментов провести в ИТЭР-о подобных условиях, т.е. вольфрамовый дивертор и бериллиевая первая стенка [9]. Для экспериментальной апробации альтернативных вариантов дивертора, вакуумная камера TRT предусматривает значительный резервный объем в нижней части.

Время выхода на стационар взаимодействия плазма–стенка может значительно превосходить длительность разряда. Поэтому кажется разумным воспринимать скейлинг (3) с оговорками о том, что действительные ограничения могут проявиться не сразу, а по мере экспериментальной компании, сопровождающейся эрозией поверхности первой стенки. “Чистая”, возобновляемая поверхность первой стенки – ключевой элемент термоядерного реактора (как чистого, так и т.я. источника нейтронов). В разрабатываемой программе экспериментов на TRT предусматривает-

ся использование жидкого лития с постепенным наращиванием его концентрации для решения указанной проблемы [10]. В частности, базовой стратегией на сегодня представляется использование капиллярно-пористых структур для поддержания необходимой концентрации Li в пристеночной плазме.

В качестве площадки для размещения TRT наиболее предпочтительной в настоящее время представляется площадка комплекса ТСП в ТРИНИТИ. Это наряду с ограничениями (приемлемыми) на геометрические размеры установки вместе с дополнительными системами, предоставляет уникальную для Российской Федерации возможность проведения экспериментов с DT-плазмой. Содержание трития, длительность и характеристики DT-разрядов будут определяться пределами по ядерному разогреву электромагнитной системы TRT. Проектируемая сегодня нейтронная защита в TRT рассчитывается на поток DD-нейтронов масштаба $1 \times 10^{18} \text{ с}^{-1}$. И хотя базовые программные цели по получению реакторо-пригодных стационарных режимов как по поддержанию и управлению током плазмы, так и по обеспечению приемлемого для реактора контролируемого взаимодействия плазма–стенка, целесообразно проводить без активации (т.е. водородная и гелиевая плазмы), последующий переход к D и, с учетом вышеуказанных ограничений, к DT-экспериментам существенно расширяет исследовательский потенциал установки в целом.

Базовые параметры установки TRT [1] приведены в табл. 1. Предполагается, что величина тороидального магнитного поля в этой установке при использовании ВТСП будет достигать $\sim 8 \text{ Т}$. Максимальный ток плазмы, который соответствует величине $q_{95} \sim 3$, когда вероятность срывов плазмы уже невысока, равен $I_p = 5 \text{ МА}$. Однако для поддержания такого тока требуется большая мощность. Поэтому необходимо рассмотреть возможность работы при более низком токе. Снизу ток ограничен условием удержания альфа-частиц ($I_p > 3 \text{ МА}$).

Предел Гринвальда (2) ограничивает плотность плазмы TRT на уровне $(4-5) \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$. Поэтому можно считать, что концентрация $n_e \sim 2 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$ вполне приемлема как базовая для такой установки. Такая плотность соответствует хорошему захвату нейтральных пучков с энергией $E_b \leq 500 \text{ кэВ}$, которые предполагается установить для нагрева плазмы и генерации неиндуктивного тока в TRT.

Моделирование эволюции параметров основной плазмы проводилось с помощью транспортного кода ASTRA [11]. Базовый набор уравнений кода ASTRA включает уравнение для плотности

Таблица 1. Базовые параметры установки TRT [1]

R_0/a , м	2.15 / 0.57
A	3.77
B_t/B_{tc} , Т	8 / 14
I_p , МА	4–5.0
k_{95}/δ_{95}	1.8/0.4
Конфигурация плазмы	SN (возм. DN)
V_{PL} , м ³	25
Поверхность плазмы $S_{//}$, м ²	70
Состав плазмы	H-D-T-He
Δt_{pulse} , с	Более 100
$P_{aux/CD}$, МВт	30–40
n_e , 10^{20} м^{-3}	≤ 2
T , кэВ	10

электронов n_e , электронной T_e и ионной T_i температур и полоидального потока ψ . При моделировании использовались следующие коэффициенты переноса плазмы:

$$\chi_e = D_e = D_A F_{sh} F_{H-mode} + \chi_{ineo}, \quad (4)$$

$$\chi_i = 2D_A F_{sh} F_{H-mode} + \chi_{ineo}, \quad (5)$$

где аномальный вклад имел параболическую зависимость от радиуса:

$$D_A = D_0(1 + 3\rho_N^2); \quad \rho_N = \rho/\rho_{max}. \quad (6)$$

Нормировочный численный коэффициент D_0 подбирался так, чтобы выполнялось соответствие глобального времени удержания энергии в плазме скейлингам [12]: в омической фазе разряда – омическому скейлингу, в ходе L -фазы разряда – скейлингу L -моды и в H -фазе разряда – скейлингу H -моды IPV98(y, 2). В областях внешнего транспортного барьера H -моды и внутреннего транспортного барьера в области отрицательного магнитного шира коэффициенты переноса основной плазмы уменьшались до уровня коэффициента неоклассической ионной теплопроводности [13], в области внешнего транспортного барьера с помощью коэффициента F_{H-mode} и в области шнура с малым или отрицательным магнитным широм с помощью коэффициента F_{sh} . В уравнениях баланса энергии конвективные члены учитывались в виде $3/2\dot{\Gamma}T$, где потоки частиц $\dot{\Gamma}_{i,e}$ брались из уравнения баланса частиц. Необходимая временная динамика средней плотности плазмы воспроизводилась варьированием плотности нейтрального водорода на границе шнура, что моделировало подпитку шнура из газовых клапанов. Расчет нагрева плазмы и поддержания тока с помощью инъекции пучков быстрых атомов с учетом реальной геометрии инъекции про-

водился с помощью кода [14] верифицированной серией сравнительных расчетов, выполненных при помощи лучших зарубежных аналогов [15]. Моделирование динамики зарядовых состояний и излучения примесей проводилось с использованием кода ZIMPUR [16]. Коэффициенты переноса примесей брались такими же, как для основной плазмы. Потоки примесей на границу шнура подбирались такими, чтобы обеспечить необходимое содержание примеси в плазме.

В разделе 2 выполнен анализ возможностей нагрева и генерации тока в плазме TRT с использованием обеих базовых систем дополнительного нагрева – нейтральной инжекции и ЭЦР-комплекса. Проведение этого анализа необходимо для выделения области в пространстве параметров разряда, в которой возможно одновременное выполнение условий как стационарного поддержания тока, так и обеспечения нейтронного выхода (в пересчете на равнокомпонентную DT-смесь), необходимого для нейтронного источника в гибридном реакторе.

Раздел 3 посвящен рассмотрению базового сценария (в пересчете на DT) разряда TRT, в котором осуществляется одновременное достижение параметров разряда, заявленных в табл. 1.

В разд. 4 анализируются возможные DT-сценарии с обязательным требованием – обеспечением стационарного режима по поддержанию тока, характеризующие пространство параметров, в котором TRT мог бы служить прототипом нейтронного источника в гибридной схеме.

Стационарные режимы в дейтериевой плазме, рассматриваются в разд. 5.

Многочисленные расчеты сценариев разряда в TRT выполненные при концептуальном проектировании предусматривали различный компонентный состав примесей плазмы, от “стандартного” ИТЭРовского набора (He, Be, W, Ne) до доминантной (и потому единственной) примеси Li в расчетах в обоснование литиевой программы по защите первой стенки TRT. Качественно рассчитанные режимы разряда мало менялись в зависимости от компонентного содержания примесей. Поэтому в разд. 6 приведены результаты расчетов зависимости характеристик разряда только от содержания лития в плазме.

Основные выводы представлены в разд. 7.

2. НАГРЕВ ПЛАЗМЫ И ГЕНЕРАЦИЯ ТОКА В TRT

2.1. Инжекция атомарных пучков

Инжекция пучков быстрых атомов изотопов водорода для нагрева плазмы и генерации неиндуктивного тока является одним из наиболее физически ясных и эффективных методов. Она не требует внесения в разрядную камеру дополни-

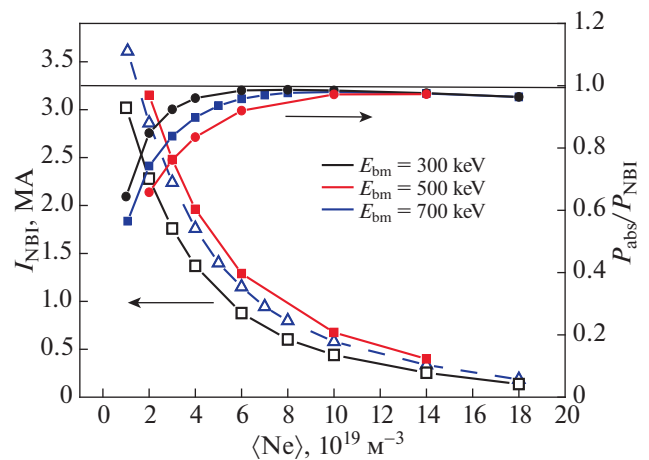


Рис. 1. Расчетная зависимость относительной захваченной мощности пучка быстрых дейтериевых атомов (правая шкала) и тока, генерируемого нейтральной инжекцией мощностью 10 МВт (слева), от средней плотности дейтериевой плазмы. Для правой шкалы (поглощенная в плазме мощность) нижняя кривая соответствует энергии инжекции 700 кэВ, верхняя – 300 кэВ. Для левой шкалы (полный генерируемый ток) нижняя кривая соответствует энергии инжекции 300 кэВ, а верхняя – 700 кэВ.

тельных элементов. Вместе с ЭЦР-нагревом и поддержанием тока, который также кроме поворотного зеркала тоже не требует введения внутрикамерных элементов, эти методы служат основными для нагрева плазмы и генерации неиндуктивного тока.

Основным (базовым) методом является нейтральная инжекция (НИ) с энергией дейтериевых пучков ≤ 500 кэВ.

На рис. 1 представлена зависимость величины генерируемого тока и эффективности захвата дейтериевого пучка в дейтериевой плазме TRT от средней по объему плотности электронов плазмы.

На этом рисунке имеются три группы кривых, которые соответствуют пучкам разной энергии E_b в диапазоне 300–700 кэВ и мощностью 10 МВт. Видно, что с уменьшением плотности плазмы быстро увеличивается эффективность генерации тока, но при этом ухудшается захват пучка в плазме и значительная его часть начинает пролетать шнуром насквозь. Так при средней плотности электронов ниже $\sim (3-4) \times 10^{19} \text{ м}^{-3}$ ток, генерируемый с помощью пучков, может достигать ~ 2 МА. При увеличении плотности плазмы пучки рассматриваемых энергий плохо проникают в центральные области шнура.

Вторым способом нагрева плазмы и генерации тока в ТКТ является ЭЦР (нагрев и генерация тока в области частоты электронно-циклотронного резонанса). При таком нагреве в плазму смотрит

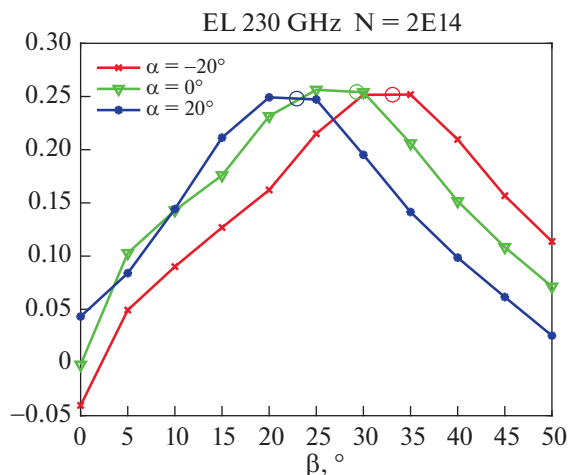


Рис. 2. Генерация тока I_{cd} в зависимости от углов ввода. Горизонтальный ввод, 230 ГГц.

только поворотное зеркало, которое позволяет сканировать плазменный шнур.

2.2. ЭЦР-нагрев и генерация тока

ЭЦР-генерация тока осуществляется на первой гармонике обыкновенной волны частотой 230 ГГц и мощностью до 10 МВт. Параметры плазмы считаются равными базовым ($R = 2.15$ м, $B_0 = 8$ Т). Рассмотрены варианты подвода СВЧ-пучка через горизонтальный ввод с координатами зеркала $R = 2.8$ м, $Z = 0.50$ м (EL) и через вертикальный ввод с координатами $R = 2.4$ м, $Z = 1.5$ м (UL). Полоидальный угол α и тороидальный угол β задают начальное направление групповой скорости луча. Угол α измеряется между проекцией луча на плоскость RZ и горизонтальной плоскостью, а угол β — между направлением луча и плоскостью RZ.

Расчеты проведены с помощью кода OGRAY [17]. При горизонтальном вводе (EL) максимальное значение тока $I_{cd} \sim 250$ кА достигается в широком интервале углов (рис. 2), и при этом выполняется требование на пространственное положение максимума профиля поглощения $\rho_{max} \sim 0.5$ (рис. 3). На рисунках точки, соответствующие $\rho_{max} = 0.5$ обведены большими кружками.

При вводе сверху (UL) максимальное значение тока $I_{cd} \sim 170$ кА достигается при $\alpha = -75^\circ$, $\beta = 25^\circ$ (рис. 4), при этом максимум профиля поглощения приходится на $\rho = 0.5$ (рис. 5). При увеличении частоты гиротронов до 260 ГГц зона холодного резонанса смещается в сторону большего поля, и при горизонтальном вводе (EL) соответственно смещаются профили поглощения. На радиусе $\rho = 0.5$ значение тока достигает величины $I_{cd} \sim 240$ кА (рис. 6, 7). При вводе сверху (UL), как

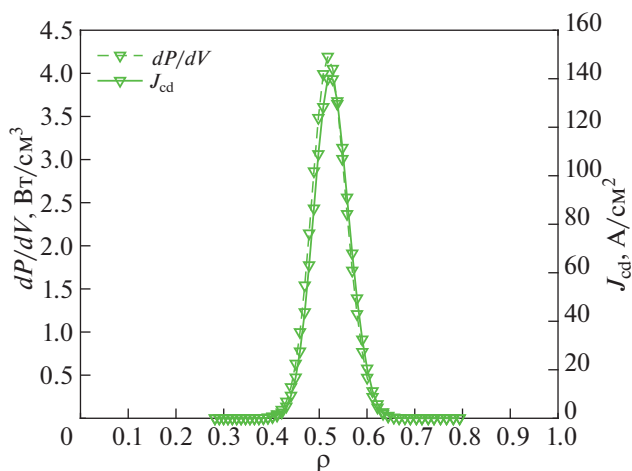


Рис. 3. Профили поглощенной мощности dP_{EC}/dV и плотности тока J_{cd} , соответствующие углам ввода $\alpha = 0^\circ$, $\beta = 30^\circ$.

и в случае частоты 230 ГГц, на радиусе $\rho = 0.5$ величина тока I_{cd} достигает значения 350 кА, близкого к максимальному (рис. 8, 9).

2.3. Синергетический эффект совместного использования НИ и ЭЦР-систем

Эффективность генерации тока плазмы, собственно, ЭЦР-волнами обычно не высока. Однако нагрев плазмы ЭЦР-волнами может за счет увеличения температуры плазмы способствовать увеличению эффективности генерации тока при помощи НИ. При этом уменьшается торможение и рассеяние пучков и улучшается эффективность поддержания тока. Это демонстрирует рис. 10, где изображено влияние ЭЦР-нагрева на поддержание тока с помощью НИ. Видно, что увеличение

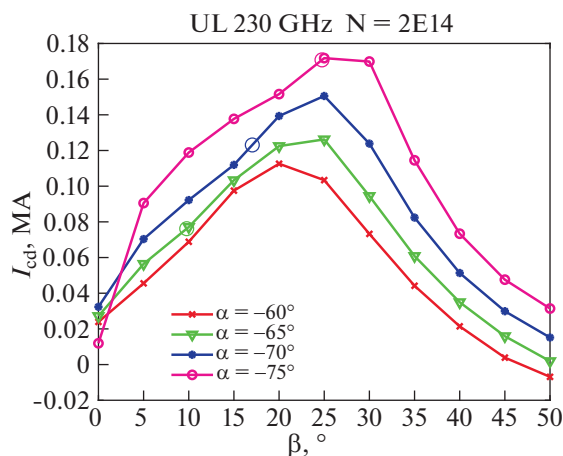


Рис. 4. Генерация тока I_{cd} в зависимости от углов ввода. Вертикальный ввод, 230 ГГц.

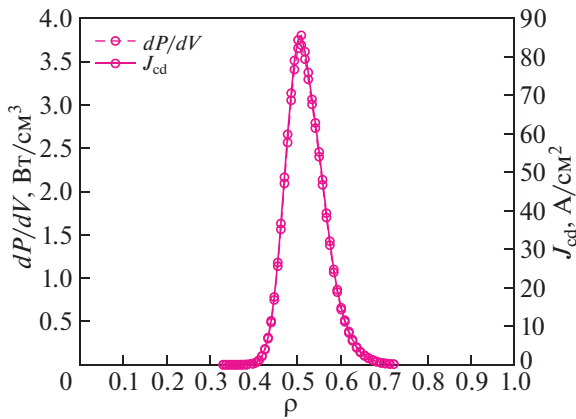


Рис. 5. Профили поглощенной мощности dP_{EC}/dV и плотности тока J_{cd} , соответствующие углам ввода $\alpha = -75^\circ$, $\beta = 25^\circ$.

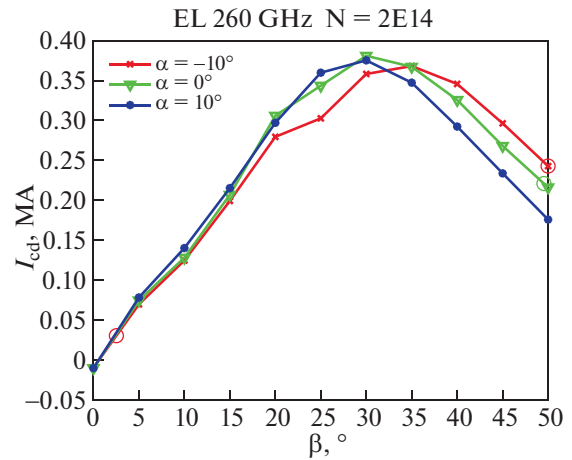


Рис. 6. Генерация тока I_{cd} в зависимости от углов ввода. Горизонтальный ввод, 260 ГГц.

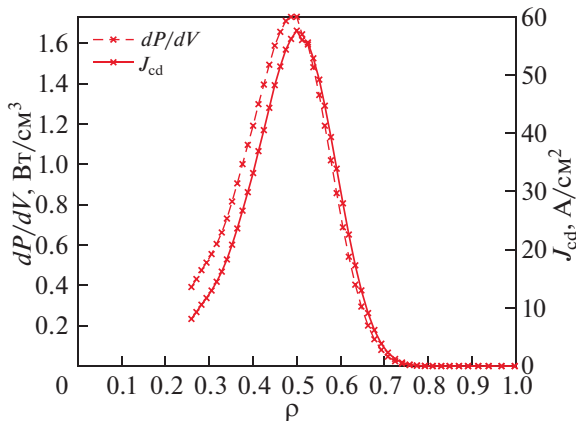


Рис. 7. Профили поглощенной мощности dP_{EC}/dV и плотности тока J_{cd} , соответствующие углам ввода $\alpha = -10^\circ$, $\beta = 50^\circ$.

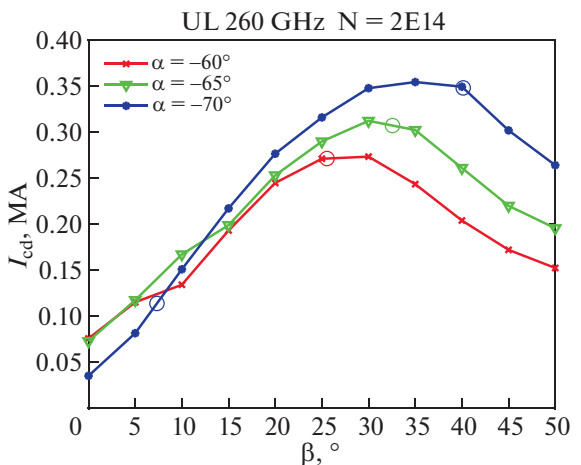


Рис. 8. Генерация тока I_{cd} в зависимости от углов ввода. Вертикальный ввод, 260 ГГц.

мощности ЭЦР-нагрева (без генерации тока) до 20 МВт приводит к увеличению температуры примерно на 30% и соответственно к увеличению генерируемого НИ тока. Кроме того, с ростом температуры увеличивается и бутстреп ток. Это приводит к уменьшению омического тока при неизменном суммарном токе разряда примерно на 35%.

Следует также отметить, что согласно концептуальному проекту ЭЦР-системы TRT [5] положение и ширина области локализации поглощенной ВЧ-мощности в плазму будет регулироваться при помощи поворотных зеркал. Специализированные эксперименты на ряде крупнейших токамаков мира DIII-D, ASDEX, JT-60U по подавлению неклассических тиринг-мод при помощи ЭЦР-генерации тока убедительно продемонстрировали эффективность управления положением

области локализации ВЧ-мощности в реальном времени. Именно это техническое преимущество ЭЦР-системы и будет использоваться в TRT в апробации возможностей управления не только интегральной величиной, но и радиальным распределением тока плазмы.

3. БАЗОВЫЙ СЦЕНАРИЙ РАЗРЯДА В TRT

Под базовым мы будем понимать сценарий разряда с проектными характеристиками $I_p = 5$ МА и длительностью плато тока более 100 секунд в дейтериевой и 50/50 дейтерий-третиевой плазме. Проработка сценариев ввода тока в TRT показывает [18], что на индуктивное поддержание плато тока в базовом сценарии с $I_p = 5$ МА в полоидальной системе TRT остается порядка 4 Вб.

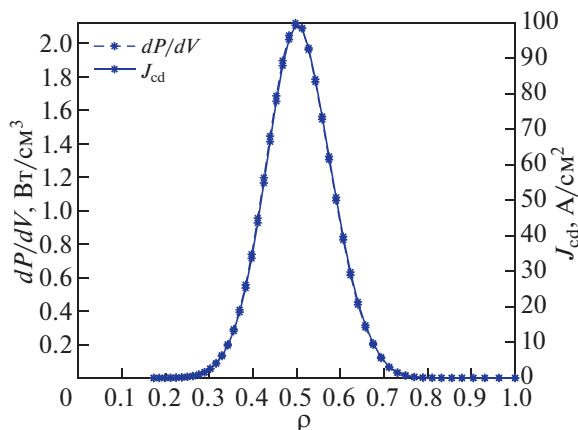


Рис. 9. Профили поглощенной мощности dP_{EC}/dV и плотности тока J_{cd} , соответствующие углам ввода $\alpha = -70^\circ$, $\beta = 40^\circ$.

Дальнейшая оптимизация стадии подъема тока с программируемым наращиванием дополнительной мощности, вводимой в плазму совместно с ростом плотности плазмы, позволит увеличить запас магнитного потока индуктора для увеличения длительности плато тока. Однако в настоящей работе мы будем исходить из имеющейся предварительной оценки – 4 Вб. При этом для построения сценариев выхода на проектные характеристики TRT $I_p = 5$ МА при длительности плато тока более 100 с мы опираемся на умеренно консервативные предположения о полной мощности дополнительного нагрева $P_{aux} \leq 30$ МВт ($P_{NB} = 20$ МВт, $P_{EC} = 10$ МВт), и коэффициенте улучшенного удержания по сравнению со скейлингом Н-моды [12] $\text{HN} = 1.2$. Тогда основным варьируемым параметром при конструировании базовых режимов разряда становится плотность плазмы, n_e .

Моделирование 5 МА сценария в D-плазме, показало, что в вышеуказанных предположениях длительность плато тока превосходит 100 с при плотности плазмы $n_e \leq 1 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$. Рассчитанные радиальные профили основных параметров плазмы для этого режима показаны на рис. 11. Для рассчитанных распределений плотности и температуры плазмы мощность тепловых DD-реакций синтеза составляет $P_{dth} \sim 88$ кВт, что соответствует производству $\sim 2.2 \times 10^{17} \text{ с}^{-1}$ DD-нейтронов в секунду. Следует отметить, что вплоть до 80% нейтронов в D-плазме генерируется в реакциях на пучке. То есть в рассмотренном сценарии полный нейтронный выход оказывается порядка $1 \times 10^{18} \text{ с}^{-1}$ нейтронов в секунду, что по оценкам не создает угрозы ядерного разогрева ЭМС TRT.

В пересчете “того же” сценария на равнокомпонентную DT-плазму к нагреву плазмы присо-

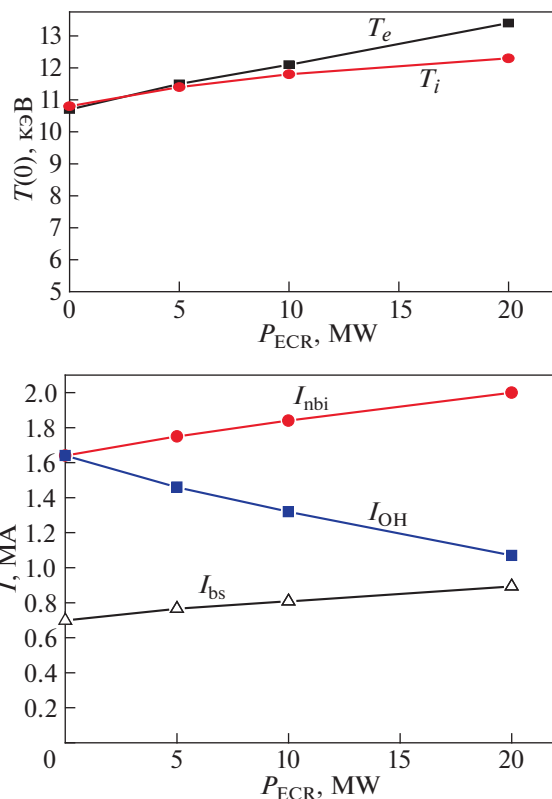


Рис. 10. Влияние ЭЦР-нагрева на эффективность генерации тока с помощью нейтральной инжекции.

единяются термоядерные альфа-частицы, длительность плато увеличивается до 157 с, в течение которых квазистационарная стадия разряда сопровождается интенсивной термоядерной реакцией полной мощностью 37.3 МВт (33.8 МВт – тепловые реакции и 3.5 МВт пучок–плазма) или 0.5 МВт/м^2 – нейтронного потока на стенку. Таким образом плазма базовых проектных режимов TRT способна с большим запасом выполнять функции нейтронного источника для гибридного реактора.

4. СТАЦИОНАРНЫЕ DT-СЦЕНАРИИ В TRT

Эффективность безындукционной генерации тока снижается при увеличении плотности плазмы. При этом для поддержания тока плазмы на желаемом уровне требуется увеличивать и мощности дополнительных систем. Снижение же тока плазмы до 4 МА позволяет разработать сценарий разряда с полностью безындукционным поддержанием тока (т.е. стационарных) при сохранении коэффициента термоядерного усиления $Q \sim 1$ и обеспечения необходимого для гибридного реактора потока термоядерных нейтронов на стенку.

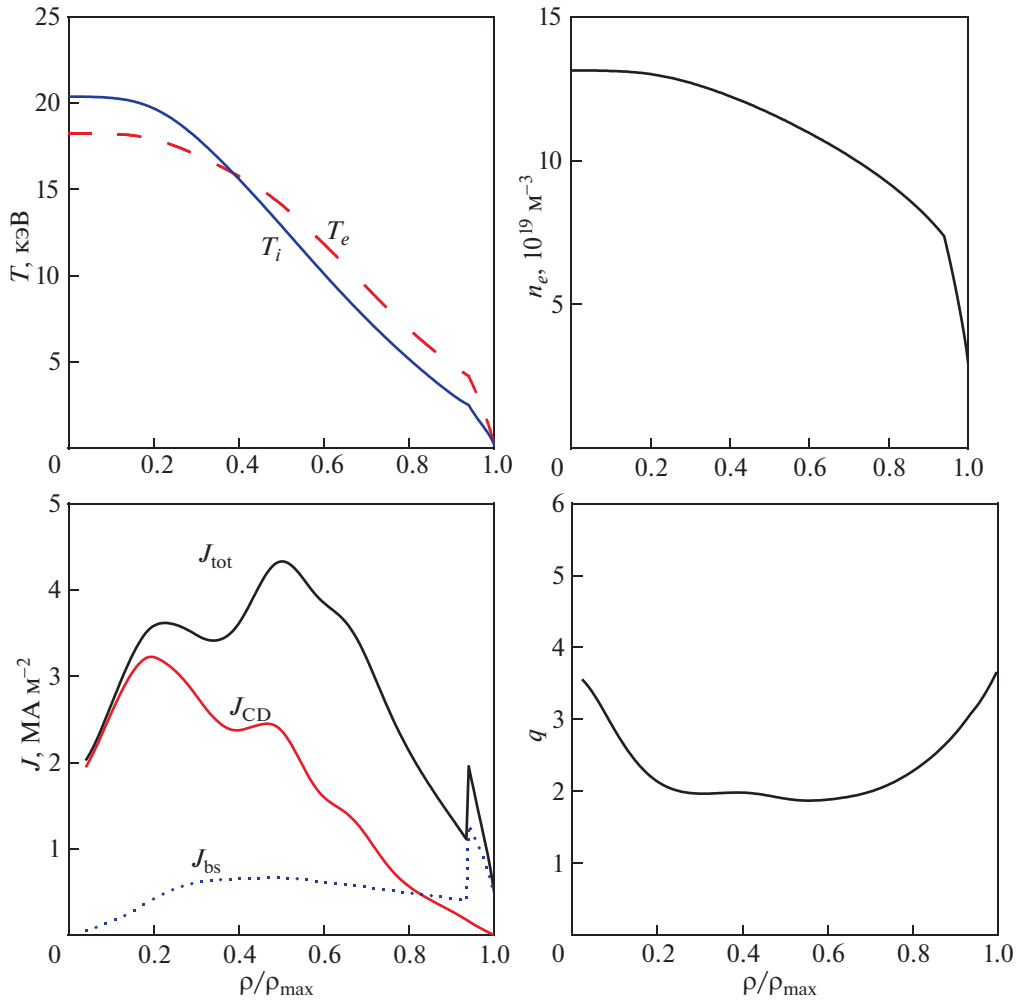


Рис. 11. Радиальные профили основных параметров шнура для разряда TRT в D/D-плазме с $B_0 = 8\text{ Т}$, $I_p = 5\text{ МА}$, $\langle n_e \rangle = 1 \times 10^{20}\text{ м}^{-3}$, $P_{NB} = 20\text{ МВт}$, $P_{EC} = 10\text{ МВт}$, $\text{HH} = 1.2$, $\Delta t = 102\text{ с}$ для $\Delta\psi = 4\text{ В сек}$, $P_{dth} \sim 2.2 \times 10^{17}\text{ 1/с}$.

На рис. 13 представлена зависимость параметров TRT от средней плотности плазмы $\langle n_e \rangle$ при инжекции пучков дейтерия с энергией $E_b = 500\text{ кэВ}$ в D/T-плазму (50%/50%) на прицельный радиус $R_{ig} = R_0 - a/2$. Полная мощность инжекции подбиралась такой, чтобы обеспечить полностью неиндуктивный токоперенос (величина тока и тороидального магнитного поля указаны на рисунке). Таким образом, на рис. 13 представлены параметры плазмы для стационарных сценариев разряда TRT.

На верхней панели рис. 13 представлена зависимость термоядерной мощности от плотности плазмы. Верхняя кривая соответствует т/я мощности с учетом реакций пучок-плазма, нижняя — без учета этих реакций. Видно, что эта разница может достигать $\sim 20\%$. При этом т/я выход может составлять до $\sim 60\text{ МВт}$ при плотности $\sim 2 \times 10^{20}\text{ м}^{-3}$. На второй сверху панели рис. 13 показана величина

на т/я фактора усиления Q с учетом вклада от реакции пучок-плазма. Видно, что эта величина превосходит единицу при $n_e > 0.7 \times 10^{20}\text{ м}^{-3}$.

Таким образом при малой плотности плазмы ($n_e \sim 5 \times 10^{20}\text{ м}^{-3}$) разряд характеризуется относительно небольшой мощностью т.я. реакций $\sim 14\text{ МВт}$, ($\sim 0.16\text{ МВт/м}^2$ потока нейтронов на стенку). С ростом плотности эффективность генерации тока падает (рис. 1), и для поддержания стационара требуется наращивать мощность дополнительных систем. При этом в рассмотренных режимах мощность термоядерного энерговыделения нарастает прямо пропорционально вводимой мощности P_{aux} , так что коэффициент усиления т.я. мощности Q остается вблизи единицы во всем рассмотренном диапазоне. Это означает, в том числе, что в диапазоне умеренных плотностей плазмы, $-0.5 < n_{e20} < 1.0$ и в предположении, что мощность дополнительных систем

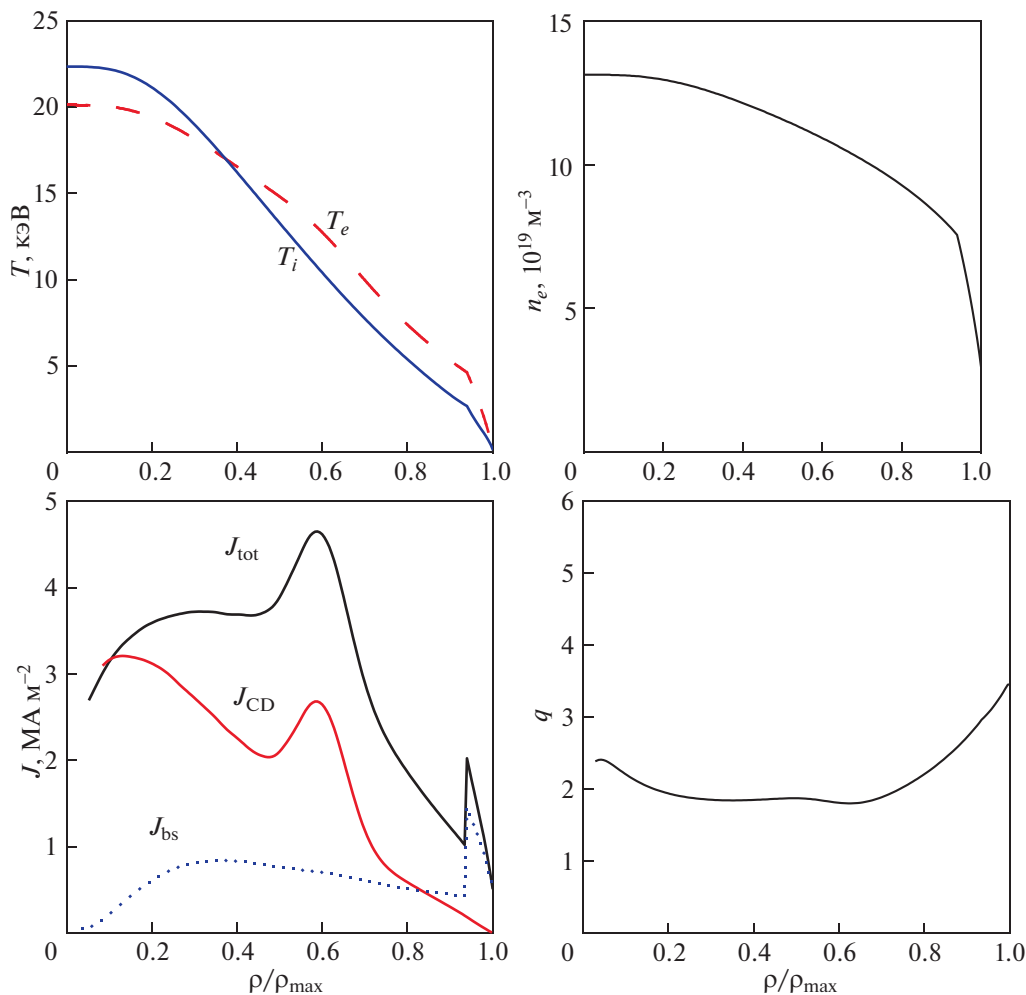


Рис. 12. Радиальные профили основных параметров шнура для разряда TRT в D/T-плазме с $B_0 = 8\text{ Т}$, $I_p = 5\text{ МА}$, $\langle n_e \rangle = 1 \times 10^{20}\text{ м}^{-3}$, $P_{NB} = 20\text{ МВт}$, $P_{EC} = 10\text{ МВт}$, $\text{HH} = 1.2$, $\Delta t = 157.3\text{ с}$ для $\Delta\psi = 4\text{ В сек}$, $P_{dt} = 33.8\text{ МВт}$, $Q = 1.13$ (с учетом реакций на пучке — $P_{df} = 37.3\text{ МВт}$, $Q_f = 1.24$).

TRT в сумме составит не менее 30–35 МВт, имеется широкое операционное окно параметров разрядов TRT с действительно реакторо-пригодной плазмой. Также немаловажным является то обстоятельство, что стационарные режимы с током плазмы 4 МА характеризуются надежной МГД-устойчивостью. Во всех рассмотренных сценариях минимальное значение запаса устойчивости оказывается $q_{\min}(\rho) > 3$.

5. СТАЦИОНАРНЫЕ РЕЖИМЫ В ДЕЙТЕРИЕВОЙ ПЛАЗМЕ

В табл. 2 представлены параметры TRT для работы с инжекцией дейтериевого пучка в дейтериевую плазму с током порядка $I_p \sim 4\text{ МА}$. Кроме 20 МВт нейтральной инжекции ($E_b = 500\text{ кеВ}$) использовалась ЭЦР-мощность $\sim 5\text{ МВт}$ и ВЧ-мощность $\sim 5\text{ МВт}$. Под ВЧ-мощностью здесь подра-

зумевается мощность ИЦР-нагрева (упрощенная модель в ASTRA). Концептуальный проект ИЦР-системы TRT с мощностью порядка 5 МВт находится в начальной стадии разработки. Полная мощность нагрева и поддержания тока $\sim 30\text{ МВт}$. При этом получающиеся температуры оказываются в диапазоне 10–15 кэВ и поток тепловых нейтронов $\sim (5\text{--}7) \times 10^{16}$. Величина β_N составляет 2–2.1, а длительность разряда — от $\sim 100\text{ с}$ до полностью стационарного при малой плотности.

В табл. 2 I_{oh} , I_{bs} и I_{bm} — это процентные содержания омического тока, бутстреп-тока и тока, генерируемого пучком в полном токе плазмы. Q_n и Γ_n — мощность только тепловых DD-реакций (в кВт и в нейтронах в секунду, соответственно). Мощность реакций на пучке в D-режимах примерно в 3–4 раза выше тепловых. Суммарный ис-

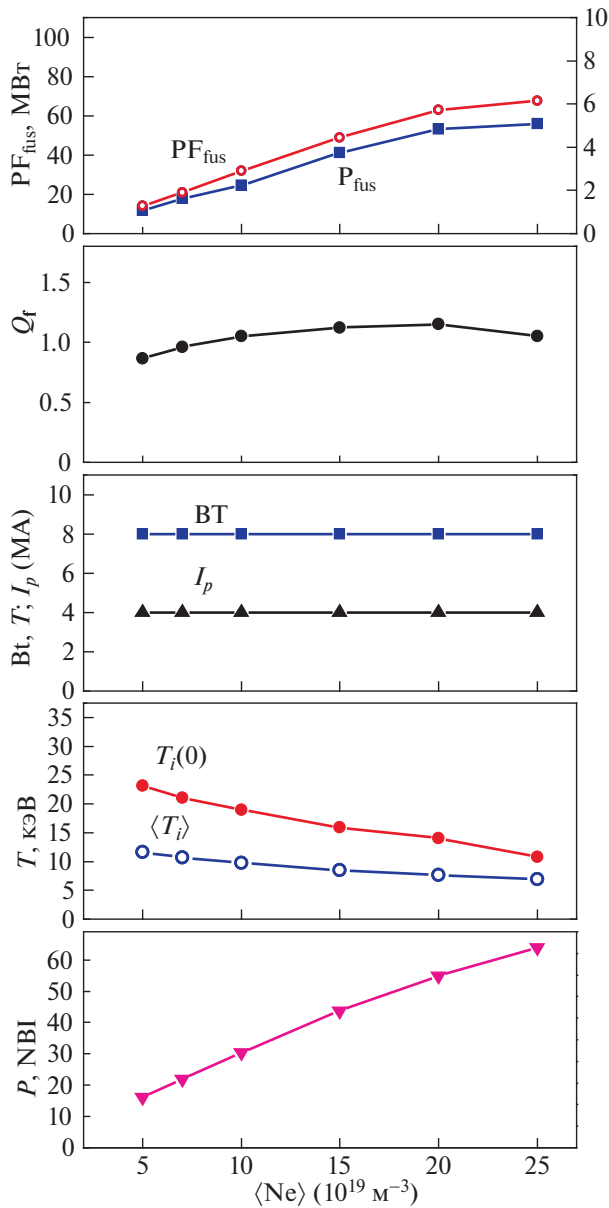


Рис. 13. Зависимость параметров TRT от средней плотности плазмы при инъекции пучков дейтерия с энергией 500 кэВ в D/T-плазму (50%/50%).

точник нейтронов, однако, не превосходит $(1-2) \times 10^{18} \text{ c}^{-1}$. Как показывают расчеты, предусмотренная в TRT радиационная защита при таких потоках надежно предохраняет ЭМС TRT от ядерного перегрева в стационарных сценариях.

Таким образом, видно, что имеется довольно широкая область параметров, которая позволяет менять параметры режимов ТРТ и искать оптимум. Так уменьшение величины тока и плотности плазмы позволяет увеличивать длину разряда. Увеличение плотности и тока плазмы позволяет

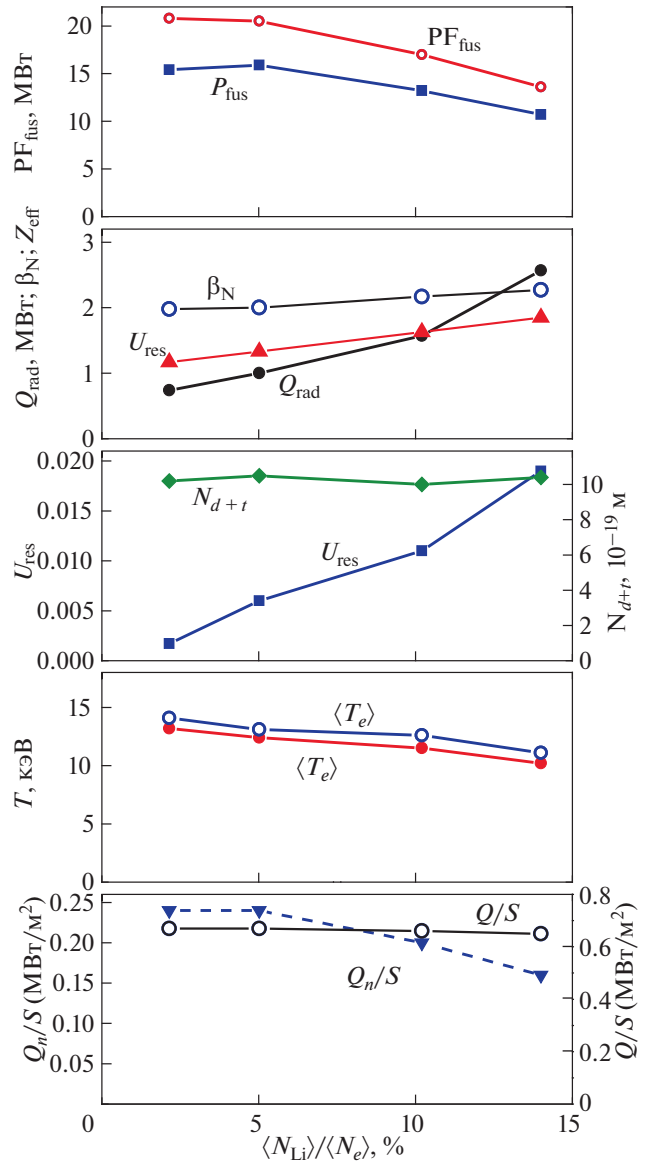


Рис. 14. Зависимость параметров DT-плазмы TRT от количества лития в стационарных разрядах с $B_0 = 8 \text{ T}$ и $I_p = 3 \text{ MA}$.

увеличивать термоядерный выход, но при этом приводит к уменьшению длительности разряда.

6. ПРИМЕСЬ ЛИТИЯ В ПЛАЗМЕ TRT

Отметим, что удельная мощность, необходимая для поддержания стационарных или длительных ($t > 30 \text{ c}$) разрядов с большим током оказывается достаточно большой ($P_{\text{aux}}/S > 0.1 \text{ MBt/m}^2$) и значительно превышает предел, достигнутый в экспериментах [7]. Однако, этот предел получен в экспериментах с углеродным покрытием первой стенки. Использование лития для экранировки первой стенки может облегчить ситуацию. Посте-

Таблица 2. Зависимость параметров ТРТ от средней плотности дейтериевой плазмы

$\langle n_{e20} \rangle$	$\langle T_i \rangle$	T_{i0}	$I_{oh} (\%)$	$I_{bs} (\%)$	$I_{bm} (\%)$	Q_n (кВт)	$\Gamma_n (10^{16} \text{ c}^{-1})$	Δt (с)	β_N
7	8.2	15.8	—	43.9	65.5	27	7	∞	1.43
10	6.38	11.4	4.1	47.6	53.9	26	6.8	258	1.65
15	5.03	8.11	27.0	49.5	29.1	25	6.7	122	1.67
20	3.9	5.9	42.9	47.0	16.9	20	5.2	66.5	1.61

пенное наращивание содержания лития в ТРТ является неотъемлемой составляющей всей программы исследований, нацеленной на достижение необходимого для любого термоядерного реактора приемлемого по техническим требованиям стационара взаимодействия плазмы со “стенкой”.

Все приведенные выше результаты расчетов, если не оговаривалось особо, были получены в предположении, что основной примесью в плазме является литий в количестве $\sim 4\%$.

На рис. 14 показана зависимость параметров DT-плазмы ТРТ от количества лития в разряде. Как показывают расчеты, увеличение количества Li до 10–15% при сохранении концентрации DT-смеси не сильно влияет на реакторные характеристики плазмы. Все это по-прежнему стационарные режимы с достаточной (для гибридного варианта) мощностью термоядерных реакций.

На рис. 15 показаны характерные радиальные распределения электронной и ионной температур и концентраций электронов, ионов лития и термализованных альфа-частиц. Важно отметить, что поскольку в расчетах предполагалось, что литий поступает в плазму с поверхности первой стенки, то при общем содержании Li до $\sim 15\%$ его

радиальное распределение остается достаточно плоским. Дальнейшее увеличение потока Li со стенок, однако, приводит к переохладению периферии плазменного шнура, контракции токового канала и, как следствие, ухудшению МГД-устойчивости плазмы.

В целом расчеты показывают, что в разрядах ТРТ содержание Li на уровне $\sim 10\text{--}12\%$ является вполне приемлемым.

7. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенный анализ сценариев разрядов в ТРТ продемонстрировал, что проектные значения тока плазмы $I_p = 5$ МА могут быть получены в разрядах с длительностью плато тока более 100 секунд. При этом в DT-режимах мощность потока термоядерных нейтронов на стенку составляет ~ 0.5 МВт/м² при суммарной мощности систем дополнительного нагрева и генерации тока плазмы ТРТ равной 30 МВт, т.е. с большим запасом превосходит потребности гибридного реактора.

Снижение тока плазмы до 4 МА открывает широкое пространство операционных режимов с полностью безындукционным поддержанием тока (стационарных) и сохранением реакторных харак-

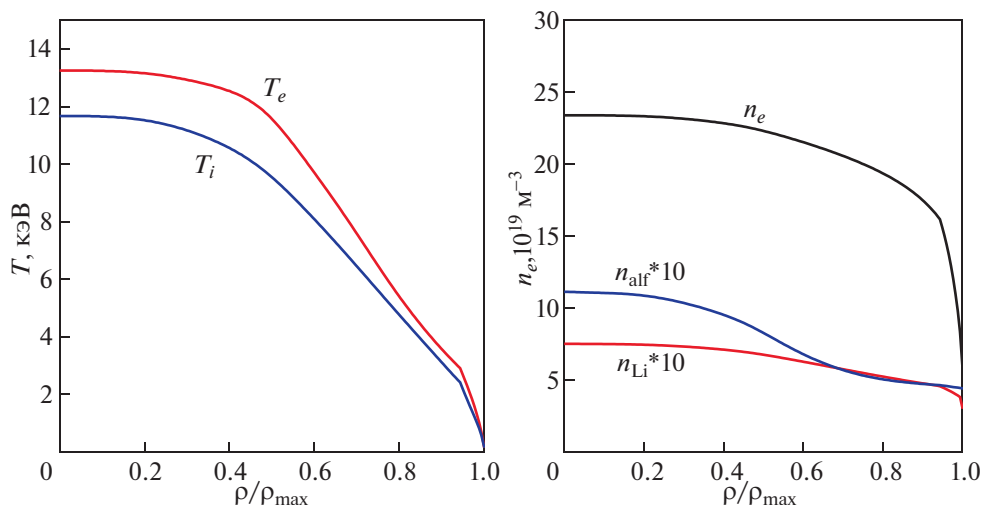


Рис. 15. Характерные профили электронной и ионной температур (слева), концентрации электронов, ионов лития и термализованных альфа-частиц (справа) в разряде с содержанием 10% Li при $\langle n_e \rangle = 2 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$.

теристик (нейтронный поток выше 0.15 МВт/м²). Кроме того, снижение тока плазмы до 4 МА обеспечивает необходимый запас по МГД-устойчивости и, следовательно, потенциально открывает путь к осуществлению управляемых не только по интегральным значениям, но и радиальным распределениям ключевых параметров плазмы стационарных режимов.

Значительное (<15%) содержание примеси Li в TRT вполне допустимо для поддержания реакторных характеристик разряда.

Работа была выполнена при финансовой поддержке Госкорпорации Росатом в рамках договора от 5 сентября 2019 г. № 313/1671-Д.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Красильников А.В., Коновалов С.В., Бондарчук Э.Н., Мазуль И.В., Родин И.Ю., Минеев А.Б., Кузьмин Е.Г., Кавин А.А., Карпов Д.А., Леонов В.М., Хайрутдинов Р.Р., Кукушкин А.С., Портнов Д.В., Иванов А.А., Бельченко Ю.И., Денисов Г.Г. // Физика плазмы. 2021. Т. 46. № 11.
2. Costley A.E. // Nucl. Fusion 56 066003, 2016.
3. Creely A.J., Greenwald M.J., Ballinger S.B., Brunner D., Canik J., Doody J., Fülöp T., Garnier D.T., Granetz R., Gray T.K., Holland C., Howard N.T., Hughes J.W., Irby J.H., Izzo V.A., Kramer G.J., Kuang A.Q., LaBombard B., Lin Y., Lipschultz B., Logan N.C., Lore J.D., Marmor E.S., Montes K., Mumgaard R.T., Paz-Soldan C., Rea C., Reinke M.L., Rodriguez-Fernandez P., Särkimäki K., Sciortino F., Scott S.D., Snicker A., Snyder P.B., Sorbom B.N., Sweeney R., Tinguely R.A., Tolman E.A., Umansky M., Vallhagen O., Varje J., Whyte D.G., Wright J.C., Wukitch S.J., Zhu J. and the SPARC Team // J. Plasma Phys. 2020. V. 86, 865860502
4. Бельченко Ю.И., Бурдаков А.В., Давыденко В.И., Горбовский А.И., Емелев И.С., Иванов А.А., Санин А.Л., Сотников О.З. // Физика плазмы. 2021. Т. 46. № 11. С.@
5. Белоусов В.И., Денисов Г.Г., Шмелев М.Ю. // Физика плазмы. 2021. Т. 46. № 11.
6. Kikuchi M., Takizuka T., Medvedev S., Ando T., Chen D., Li J.X., Austin M., Sauter O., Villard L., Merle A., Fontana M., Kishimoto Y., Imadera K. // Nucl. Fusion. 2019. 59. 056017
7. Mirnov S.V. // Nucl. Fusion. 2019. V. 59. 0150017.
8. DTT Divertor Tokamak Test Facility Project Proposal, blue book, https://www.dtt-project.it/images/DTT_Books/DTT_ProjectProposal_July2015.pdf
9. Мазуль И.В., Гиниятулин Р.Н., Кавин А.А., Лутуновский Н.В., Маханьков А.Н., Пискарев П.Ю., Танчук В.Н. // Физика плазмы. 2021. Т. 46. № 11.
10. Вертков А.В., Жарков М.Ю., Люблинский И.Е. // Физика плазмы. 2021. Т. 46. № 11. С.
11. Pereverzev G.V., Yushmanov P.N. ASTRA – Automated System for Transport Analysis in a Tokamak: Preprint IPP 5/98, Garching, Germany, 2002.
12. ITER Physics expert group on confinement and transport, 1999 Chapter 2: plasma confinement and transport // Nucl. Fusion. 39 (12). P. 2175.
13. Chang C.S., Hinton F.L. // Phys. Fluids. 1986. V. 29. 3314.
14. Polevoi A., Shirai H., Takizuka T. // JAERI Data/Code 97-014.
15. Oikawa T., Park J.M., Polevoi A.R., Schneider M., Giruzzi G., Murakami M., Tani K., Sips A.C.C., Kessel C., Houlberg W., Hamamatsu K., Basiuk V., Pankin A., McCune D., Budny R., Kononov S.V., Na Y.-S., Voitsekovich I., Suzuki S. // Proc. 22nd IAEA Fusion Energy Conference, Geneva 2008, IT/P6-5.
16. Leonov V.M., Zhogolev V.E. // Plasma Phys. Control. Fusion. 2005. V. 47. P. 903.
17. Звонков А.В., Куянов А.Ю., Сковорода А.А., Тимофеев А.В. // Физика плазмы. 1998. Т. 24. № 5. С. 424.
18. Бондарчук Э.Н., Кавин А.А., Минеев А.Б., Коновалов С.В., Лукаш В.Э., Хайрутдинов Р.Р. // Физика плазмы. 2021. Т. 46. № 11.