

## ТОКАМАК С РЕАКТОРНЫМИ ТЕХНОЛОГИЯМИ (TRT): КОНЦЕПЦИЯ, МИССИИ, ОСНОВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ И ОЖИДАЕМЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

© 2021 г. А. В. Красильников<sup>a, \*</sup>, С. В. Коновалов<sup>a, b, \*\*</sup>, Э. Н. Бондарчук<sup>a, c</sup>,  
И. В. Мазуль<sup>a, c</sup>, И. Ю. Родин<sup>c</sup>, А. Б. Минеев<sup>a, c</sup>, Е. Г. Кузьмин<sup>a, c</sup>, А. А. Кавин<sup>a, c</sup>,  
Д. А. Карпов<sup>a, c</sup>, В. М. Леонов<sup>a, b</sup>, Р. Р. Хайрутдинов<sup>a, d</sup>, А. С. Кукушкин<sup>a, b, e</sup>,  
Д. В. Портнов<sup>a</sup>, А. А. Иванов<sup>f</sup>, Ю.И. Бельченко<sup>f</sup>, Г.Г. Денисов<sup>g</sup>

<sup>a</sup> Частное учреждение государственной корпорации по атомной энергии “Росатом”,  
“Проектный центр ИТЭР”, Москва, Россия

<sup>b</sup> Национальный исследовательский центр “Курчатовский институт”, Москва, Россия

<sup>c</sup> Научно-исследовательский институт электрофизической аппаратуры им. Д.В. Ефремова (НИИЭФА),  
Санкт-Петербург, Россия

<sup>d</sup> ГНЦ РФ “Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований”, Москва, Россия

<sup>e</sup> Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”, Москва, Россия

<sup>f</sup> Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН, Новосибирск, Россия

<sup>g</sup> Институт прикладной физики РАН, Нижний Новгород, Россия

\*e-mail: a.krasilnikov@iterrf.ru

\*\*e-mail: konoval.san@gmail.com

Поступила в редакцию 05.04.2021 г.

После доработки 28.05.2021 г.

Принята к публикации 02.06.2021 г.

Существенный прогресс в развитии высокотемпературных сверхпроводников (ВТСП) второй группы сделал возможным проектирование квазистационарного токамака с реакторными технологиями (TRT) с высоким магнитным полем ( $B_{t0} = 8$  Тл). Увеличенное магнитное поле обеспечит достижение термоядерных режимов плазмы токамака с  $Q > 1$  при существенно уменьшенных размерах установки ( $R_0 = 2.15$  м,  $a = 0.57$  м), а, следовательно, и ее стоимости. TRT будет способен работать в квазистационарных режимах ( $\geq 100$  с) с водородной, гелиевой и дейтериевой плазмой (с  $n_e$  до  $2 \times 10^{20}$  м<sup>-3</sup>) и в режимах с короткими ( $\Delta t < 10$  с) дейтерий-третиевыми разрядами с  $Q > 1$ , ограниченными радиационным разогревом тороидальных катушек. TRT разрабатывается как плазменный прототип как чистого термоядерного реактора, так и термоядерного источника нейтронов для гибридного (синтез-деление) реактора. Миссиями TRT являются разработка и интеграция в одной установке ключевых термоядерных технологий: ВТСП электромагнитной системы, работающей при экстремально высоком магнитном поле; металлических и литиевых жидкометаллических первой стенки и инновационного дивертора; уникальных передовых систем дополнительного нагрева и безындукционной генерации тока плазмы включая инжекцию атомарных пучков с энергией 0.5 МэВ и мощностью несколько десятков МВт, систему электронно-циклотронного нагрева на мегаваттных гиротронах с частотой 230 ГГц суммарной мощностью  $\sim 10$  МВт, систему ионного циклотронного нагрева на частотах 60–80 МГц мощностью несколько МВт; третиевого комплекса; технологии дистанционного управления; совместимых с термоядерным реактором диагностик; технологии поддержания квазистационарных плазменных разрядов; технологии работы токамака в режиме горения термоядерной плазмы с доминированием нагрева альфа-частицами в центре плазменного шнура в ограниченных радиационным разогревом тороидальных катушек дейтерий-третиевых экспериментах. Представлены результаты концептуального проектирования основных компонентов TRT и ожидаемые характеристики его работы. Показано, что TRT обладает широким операционным окном для исследований реакторных режимов. Высокое магнитное поле обеспечивает необходимые запасы по величине давления, МГД-устойчивости и управляемости плазмы. Реализация продвинутых концепций дивертора и первой стенки, в т.ч. и с применением жидкометаллических технологий обеспечит оптимальный выбор конструкций для надежного управления потоками тепла и частиц в реакторных условиях. Передовые системы дополнительного нагрева и генерации тока позволяют реализовать реакторные режимы работы как в импульсном, так и стационарном режимах. Расчеты сценариев разряда TRT показывают, что в пересчете на равнокомпонентную DT смесь реализуемы

длительные ( $>100$  с) разряды с нейтронным потоком на стенку более  $0.5$  МВт/м<sup>2</sup> и стационарные разряды с потоком порядка  $0.2$  МВт/м<sup>2</sup>. Тем самым TRT является реальным прототипом источника термоядерных нейтронов для гибридного реактора.

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

**DOI:** 10.31857/S0367292121110196

## 1. ВВЕДЕНИЕ

Термоядерная энергетика является принципиальным шагом к чистой, не производящей выбросы CO<sub>2</sub> энергетике будущего. Термоядерный синтез внутренне безопасен, имеет неисчерпаемые источники топлива, высокую плотность генерации мощности и не производит существенных количеств радиационных отходов. В связи с заметными изменениями климата, термоядерный синтез, как чистый источник энергии, несомненно, должен быть разработан и проинтегрирован в мировую энергетику в кратчайшие сроки.

Достижение коэффициента термоядерного усиления  $Q > 1$  было и до настоящего времени является целью исследований на различных установках магнитного термоядерного синтеза во всем мире. Существенный прогресс, достигнутый в понимании процессов удержания в плазме токамака, включая результаты экспериментов на T-10, TFTR, JET, JT-60U, D-III-D, Alcator C-Mod, FTU, EAST, KSTAR и разработка технологий и физической базы ИТЭР [1] обеспечили основу для следующего шага в проектировании токамака с термоядерной плазмой.

Транспортные процессы в токамаке в существенной мере определяются величиной ларморовского радиуса, и поэтому удержание в плазме заметно улучшается с уменьшением отношения ларморовского радиуса к малому радиусу плазмы. Это может быть достигнуто увеличением магнитного поля. Важно отметить, что при повышении магнитного поля также расширяются операционные режимы плазменных разрядов по плотности и давлению плазмы. Принимая все это во внимание, все современные проекты реакторов с термоядерной плазмой включая ITER, DTT и SPARC разработаны под максимальное магнитное поле, которое может быть обеспечено используемой технологией проводников электромагнитной системы (ЭМС). Существенный прогресс в улучшении характеристик и производстве редкоземельных барий-медь-оксидных (REBCO) высокотемпературных сверхпроводников (ВТСП) обеспечил уникальную возможность спроектировать электромагнитную систему, способную создать на оси токамака стационарное магнитное поле порядка  $8$  Тл и выше. Однако дальнейшее увеличение поля потребует выработ-

ки дополнительных технических решений, а также создания и использования дорогостоящих конструктивных материалов для обеспечения необходимой механической прочности магнитной системы токамака. Критически важным для проектирования токамака с термоядерной плазмой является факт, что REBCO ВТСП продемонстрировали функционирование при сверхвысоких полях в широком температурном диапазоне от  $5$  К до  $30$  К, что обеспечивает достаточно широкий диапазон допустимого радиационного нагрева обмоток ЭМС. Высокое магнитное поле делает возможным достижение зажигания в плазме токамака при существенно уменьшенных размерах реактора, а, следовательно, и его стоимости. Такой компактный, токамак-реактор с высоким магнитным полем с коэффициентом термоядерного усиления  $Q > 1$  является в дополнение к проекту ИТЭР необходимым шагом для развития работ как по чистому термоядерному синтезу, так и по проектированию гибридного (синтез–деление) реактора.

TRT – токамак с реакторными технологиями является компактным стационарным токамаком с высоким магнитным полем, с ЭМС из ВТСП, с дейтериевой термоядерной плазмой, с возможностью ограниченного радиационным разогревом ДТ экспериментов, разрабатываемым учреждением ГК Росатом “Проектный центр ИТЭР” в кооперации со специалистами АО НИИЭФА, НИЦ “Курчатовский институт”, АО “ГНЦ РФ ТРИНИТИ”, ИЯФ СО РАН и ИПФ РАН.

Концептуальное проектирование и анализ эксплуатационных характеристик TRT были выполнены с использованием существующих научных и технологических баз данных, включая физическую базу данных ИТЭР, принимая во внимание имеющиеся и успешно развивающиеся: технологии первой стенки (ПС), дивертора, генерации стационарного тока (CD), методы дополнительного нагрева плазмы такие как инжекция нейтронов (NBI), электронный циклотронный резонансный нагрев (ECRH), ионный циклотронный резонансный нагрев (ICRH) и с применением кодов для моделирования поведения плазмы: DINA, TRANSMAC, ASTRA, KINX и других.

Концепция и миссии проекта TRT будут представлены в разд. 2, основные особенности конструкции установки и систем дополнительного нагрева – в разд. 3, обзор ожидаемых режимов работы будет рассмотрен в разд. 4 и в разд. 5 будет сформулировано заключение.

Более подробное обсуждение режимов работы TRT представлено в специальной статье на конференции МАГАТЭ по термоядерной энергии, прошедшей в мае 2021 г [2]. Более детально результаты концептуального проектирования основных систем и характеристики ожидаемых режимов работы TRT представлены в специальных статьях [3–15]. Концептуальные проекты ряда систем TRT, таких как системы ионного циклотронного нагрева, введения топлива, генерации стационарного тока, тритиевый комплекс, а также более детальное рассмотрение вопросов МГД-стабильности, поведения быстрых ионов, оптимизации дополнительного нагрева и генерации тока, управления горением плазмы, составе диагностического комплекса и основных направлений программы научных исследований на TRT будут опубликованы на более поздних этапах эскизного проектирования TRT.

## 2. КОНЦЕПЦИЯ И МИССИИ TRT

Эксперименты на TFTR [16], JET [17] и JT-60U [18] продемонстрировали рекордные величины достигнутой (с пересчетом на DT для JT-60U) термоядерной мощности и обеспечили основную часть физической базы данных для создания ИТЭР. Согласно физической базе ИТЭР [1], характеристики термоядерной плазмы могут быть улучшены посредством: разработки новых операционных режимов, увеличения размеров установки или повышения магнитного поля плазмы. Во время проектирования ИТЭР лучшим сверхпроводниковым материалом, с точки зрения максимального допустимого эксплуатационного магнитного поля, был  $Nb_3Sn$ , что и определило величину максимального магнитного поля на оси ИТЭР – 5.3 Тл и  $R_0 = 6.2$  м для того, чтобы достичь требуемой работы ИТЭР с  $Q = 10$ .

В термоядерном сообществе достигнут консенсус о том, что ИТЭР обеспечит необходимые физическую базу и технологическую платформу, требуемые для создания будущего термоядерного реактора. Но, во-первых, проект ИТЭР не содержит всех требуемых для термоядерного реактора технологий (ВТСП-обмоток, жидкометаллических литиевых элементов первой стенки и дивертора, систем неиндуктивной генерации тока с применением геликонов), во вторых, быстрый прогресс в развитии высокотемпературной сверхпроводимости, решений по первой стенке, дивертору, неиндуктивной генерации тока и другим

термоядерным технологиям открывает возможности проектирования и сооружения компактного, с сильным магнитным полем, экспериментального токамака – реактора с  $Q > 1$  быстрее и существенно более низкой стоимостью сооружения.

Представленная в настоящей работе концепция токамака с реакторными технологиями базируется на сбалансированном интегрировании имеющихся сегодня, включая создаваемых в рамках проекта ИТЭР, и рассматриваемых как безусловно достижимых новых основных термоядерных технологий с целью обеспечения достижения в TRT максимального магнитного поля, которое позволит интеграция. Многопараметрический системный анализ с основными компонентами, такими как существующее и оцениваемое как реалистичное функционирование REBCO ВТСП электромагнитных систем в токамаке с высоким магнитным полем, имеющиеся конструктивные материалы, обеспечивающие механическую прочность установки как в рабочих режимах, так и при срывах разряда, и наличие систем (NBI, ICRH и ECRH) дополнительного нагрева и генерации стационарного тока, привел к результату с определением магнитного поля на оси TRT равным 8 Тл при REBCO ВТСП магнитных катушках, функционирующих при температуре 5–20 К, обеспечиваемой криогенным комплексом с жидким и газообразным гелием. TRT рассматривается как необходимый промежуточный шаг для отработки технологий стационарных режимов будущего дейтерий-тритиевого чистого термоядерного реактора и как полномасштабный прототип термоядерного источника нейтронов (ТИН) для гибридного (синтез-деление) реактора. Программа исследований на TRT будет иметь несколько стадий: начальную с работой в водороде и гелии, затем эксперименты с квазистационарной дейтериевой плазмой и, наконец, исследования в ограниченной по времени дейтерий-тритиевой плазме.

Базирующаяся на резкой зависимости термоядерной мощности от величины тороидального магнитного поля ( $\sim B_t^4$ ), концепция TRT принадлежит к пути к термоядерной энергетике через создание и удержание плазмы в высоком магнитном поле, представляемому такими экспериментами как T-14 [19], FTU [20], Alcator C-Mod [21] и проектами CIT [22], Ignitor [23], DTT [24] и SPARC [25]. Основные параметры TRT, полученные в рамках концептуального проектирования, показаны в таблице 1 в сравнении с параметрами других установок и проектов.

Первая миссия TRT состоит в развитии и интеграции в рамках одной установки ключевых термоядерных технологий, включая электромагнитную систему из высокотемпературных сверх-

**Таблица 1.** Параметры TRT в сравнении с параметрами других установок и проектов

	C-Mod	T-14	CIT	Ignitor	DTT	SPARC	TRT	ITER
Большой радиус ( $R_0$ ), м	0.67	0.42*	2.1	1.32	2.11	1.85	2.15	6.2
Малый радиус ( $a$ ), м	0.22	0.12*	0.65	0.47	0.64	0.57	0.57	2.0
Аспектное отношение ( $A$ )	3.0	3.3	3.2	2.8	3.3	3.2	3.77	3.1
Магнитное поле на оси ( $B_{i0}$ ), Тл	8.0	12.5*	10.0	13.0	6.0	12.2	8	5.3
Ток в плазме ( $I_p$ ), А	2.0	1.2*	11.0	11.0	5.5	8.7	5	15.0
Вытянутость ( $\kappa_{sep}$ )	1.8	1	2.0	1.83	1.8	1.97	1.8	1.85
Треугольность ( $\delta_{sep}$ )	0.4		0.25	0.4	0.4	0.54	0.3	0.48
Длительность разряда ( $\Delta t_{flap}$ ), с	1	0.2	5	4	90	10	100/<10**	1000
Запас потока в индукторе ( $\Phi_{tot}$ ), Вс	8		75	33	33	42	~33	277
Средняя плотность ( $\langle n_e \rangle$ ), $10^{20}$ м <sup>3</sup>	2–8	8*	3	4.8	1.8	1.4	до 2	1
Энергетическое время жизни плазмы ( $\tau_E$ ), с	~0.1	0.06		0.62	0.43	0.77	0.33	3
Мощность дополнительн. нагрева ( $P_{aux}$ ), МВт	6	3.5	20	24	45	25	до 40	73
Термоядерная мощность ( $P_{fus}$ ), МВт	0	3.5*	800	96	~0.01	140	~0.5 / 40**	500
Отношение мощности, выносимой на сепаратрису, к большому радиусу ( $P_{sep}/R$ ), МВт/м	~ 10			16	15	15.7	14 / 16**	15
Отношение термоядерной мощности к мощности нагрева ( $Q$ )	0	1	40	9	0	11	0.01 / >1**	10

\* проектные параметры T-14 после адиабатического сжатия, \*\* TRT с плазмой D + малая добавка T/D-T плазма.

проводников, функционирующую при сверхсильных магнитных полях; металлические и литиевые жидкометаллические первую стенку и дивертор; передовые системы дополнительного нагрева и генерации тока плазмы включая инжекторы атомов с энергией мегаэлектронвольтового диапазона на базе источников отрицательных ионов, мегаваттные гиротроны с частотой излучения 230–260 ГГц, систему ионного циклотронного нагрева мощностью до 5 МВт в частотном диапазоне 60–80 МГц; тритиевый комплекс; технологии удаленного управления горением плазмы и совместимые с реактором диагностики. Вторая миссия TRT заключается в разработке и исследовании длительных ( $\geq 100$  с) квазистационарных разрядов в плазме токамака с температурой и плотностью, близкими к требуемым для термоядерного реактора. Третьей, но не по важности, миссией TRT является разработка и исследование термоядерной плазмы с доминированием нагрева альфа-частицами в приосевой области плазменного шнура в дейтерий-тритиевых экс-

периментах с ограничением, связанным с допустимым радиационным нагревом тороидальных катушек.

Реализация концепции TRT приведет к созданию экономически привлекательного термоядерного реактора, что критически важно для быстрого старта термоядерной энергетики.

### 3. ОСНОВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ TRT

#### 3.1. Параметры и концептуальный проект TRT

Концептуальный проект TRT 2020 является результатом плазма-физического анализа и интеграции концептуальных проектов ВТСП ЭМС и других термоядерных технологий, включая как создаваемые в рамках проекта ИТЭР, так новые передовые разработки последних лет. Детальный эскизный проект TRT будет представлен позже. Здесь будет представлен концептуальный проект TRT в том виде, как он существует на 31 марта 2020 года. Основные параметры и характери-

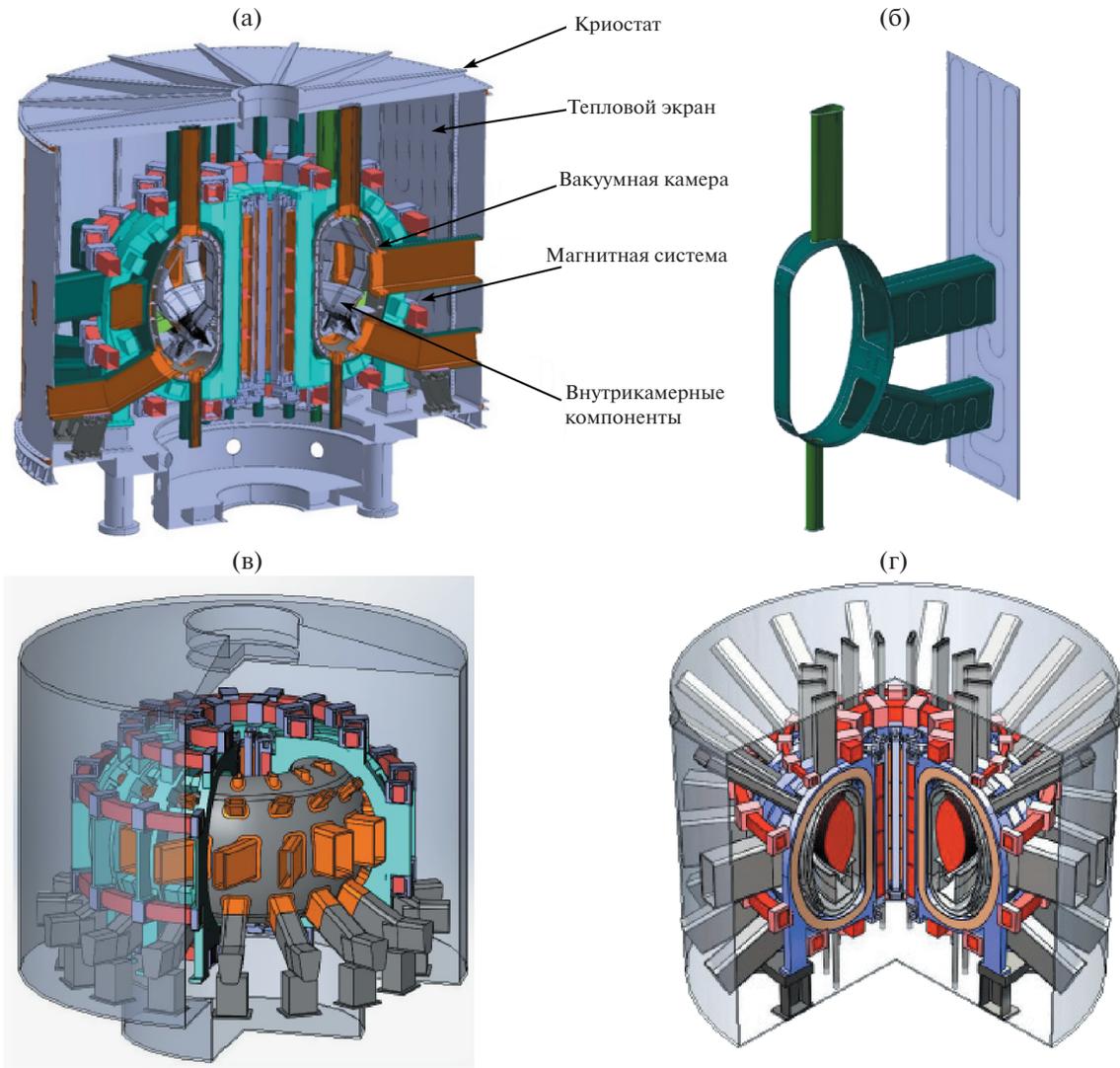
**Таблица 2.** Основные параметры TRT (2020, ВТСП) с  $P_{aux/CD} = 40$  МВт и  $n_e = 2 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$  (код PART, H-мода)

$R_0/a$ , м	2.15 / 0.57		
$A$	3.77		
$B_{i0} / B_{ic}$ , ( $B_{ic}$ на сверхпроводнике), Тл	8 / 15		
$I_p$ , МА	5.0		
$k_{95} / \delta_{95}$	1.8 / 0.3		
Конфигурация плазмы	SN (опция DN)		
Объем плазмы $V_{PL}$ , / Поверхность плазмы $S_{//}$ , м <sup>3</sup> /м <sup>2</sup>	25 / 70		
Гофрировка $\delta_{ripple}$ , %	0.5		
Количество тороидальных обмоток $N_{TF}$	16		
Плотность тока в тороидальной обмотке $\langle j_{TFi} \rangle$ , МА/м <sup>2</sup>	30		
Внутр. размер ОТП ( $R_{TFii}$ , $R_{TFie}$ ), м	0.77, 1.17		
Расстояние плазма – ОТП $\Delta_{PL-TF}$ , м	0.4		
$\Phi_{tot}$ , Вс	33		
Топливо	<b>D</b>	<b>D + 1%T</b>	<b>D + T</b>
$\Delta t_{pulse}$ , с	100–150	~100	<10
$P_{aux/CD}$ , (NBI+ECRH+ICRH) МВт	40 (25+10+5)	40 (25+10+5)	40 (25+10+5)
Плотность электронов $n_e$ , $10^{20} \text{ м}^{-3}$	до 2	до 2	до 2
Температура плазмы $T$ , кэВ	6–8	6–8	7–8
Коэффициент улучшенного удержания в H-моду $H_{y,2}$	1.0–1.2	1.0–1.2	1.0–1.3
$\beta_N$	1.4	1.4	1.6
Запас устойчивости $q_{95}$	3.3	3.3	3.3
$\tau_E$ , с	0.3	0.3	0.3
Макс. выход нейтронов $Y_n$ , $10^{18} \text{ н/с}$	0.5	1	до 15
$P_{fus}$ , МВт	0.3	0.6	до 40
$P_{sep}/R$ , МВт/м	14	14	17
$Q$	0.01	0.02	>1

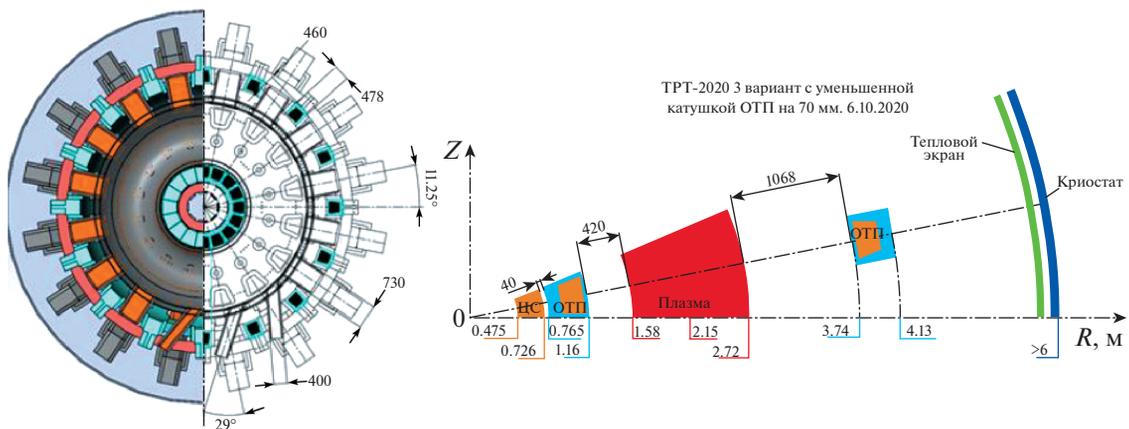
ки проекта TRT представлены в табл. 1 в сравнении с Alcator C-Mod, T-14 и другими проектами и более детально в табл. 2.

Общий вид токамака TRT показан на рис. 1. Вид сверху и горизонтальное сечение TRT, а также радиальное размещение основных компонентов установки: центральный соленоид, внутренняя и внешняя ноги обмотки тороидального поля (ОТП), плазма, тепловой экран, стена криостата показаны на рис. 2.

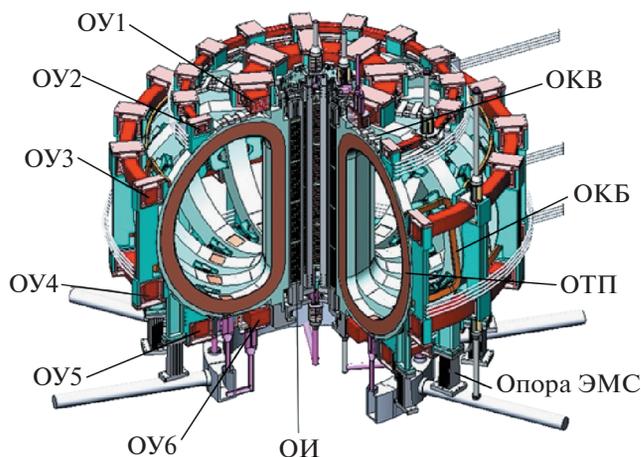
Самым большим компонентом установки TRT является криостат [3]. Корпус одностенного криостата будет изготовлен из нержавеющей стали AISI 304L. Согласно сегодняшнему концептуальному проекту, его объем равен 1170 м<sup>3</sup>, высота – 11 м, диаметр – 12 м и масса – 317 т. В дополнение к механическим функциям, стенки криостата работают как тепловой барьер между внешним и его внутренним пространством, где расположены вакуумная камера [3] и ВТСП элек-



**Рис. 1.** Общий вид TRT (ВТСП, 2020),  $R_0 = 2.15$  м,  $a = 0.57$  м,  $B_{t0} = 8$  Тл,  $\Delta t_{pl} = 100$  с,  $Y_{nDD} \sim 10^{18}$  н/с. (а) общий вид TRT в криостате, (б) термоэкраны вакуумной камеры, патрубков и стен криостата, (в, г) вакуумная камера, патрубки, магнитные катушки, внутривакуумные компоненты, плазма.



**Рис. 2.** TRT: слева вид сверху и горизонтальное сечение, справа радиальное размещение основных компонентов установки: центральный соленоид; внутренняя нога обмотки тороидального поля, плазма, внешняя нога ОТП, тепловой экран, стена криостата.



**Рис. 3.** ЭМС TRT. ОТП – 16 ВТСП тороидальных обмоток, ОУ – 6 ВТСП полоидальных обмоток, ОИ – 4 ВТСП секции центрального соленоида, ОК – 24 ВТСП корректирующих обмотки и 4 обмотки горизонтального управляющего поля.

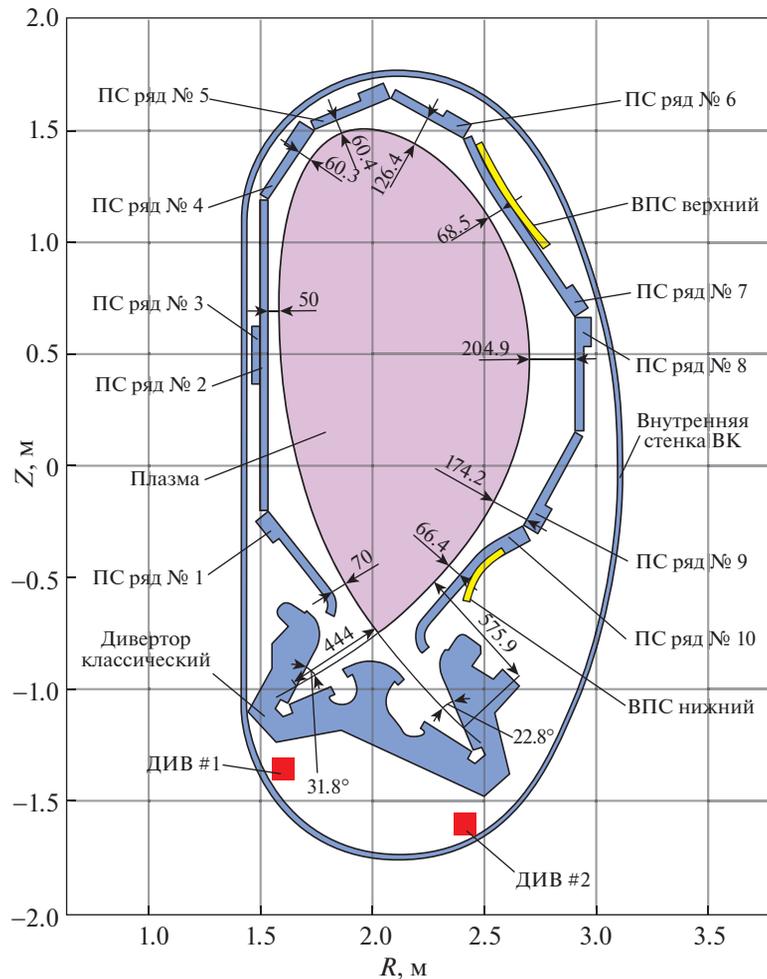
ромагнитная система. Для обеспечения доступа к плазме, вакуумной камере и внутривакуумным компонентам для комплексов диагностики и дополнительного нагрева, а также для технологических систем, криостат будет иметь много различных патрубков.

Для обеспечения тепловой изоляции криогенной ЭМС от функционирующей при температуре 200°С вакуумной камеры и стенок криостата, находящихся при комнатной температуре, были специально разработаны показанные на рис. 1б), внутренний и внешний теплоизоляционные экраны. Они, по крайней мере, в 100 раз уменьшают тепловые потоки от горячих компонентов к работающим при 5 К ВТСП катушкам, обеспечивая возможность снятия остающегося теплового потока посредством криогенной системы TRT. Вакуумная откачка криостата будет выполняться 3 криогенными насосами НВК-630-20, обеспечивающими скорость откачки 14 м<sup>3</sup>/с для водорода.

Представленная на рис. 3 электромагнитная система TRT [4] состоит из 16 D-образных многовитковых неразборных обмоток тороидального поля (ОТП), 6 полоидальных обмоток управления (ОУ), 4 секций обмоток индуктора (ОИ), 24 корректирующих обмоток (ОК), 4 седлообразных обмоток горизонтального управляющего поля и 2 полоидальных обмоток для качания сепаратрисы в диверторе, показанных на рис. 4 (ДИВ#1 и ДИВ#2). Для того, чтобы обеспечить длительные (100–150 с) квазистационарные разряды с величиной приосевого магнитного поля равной 8 Тл, ОТП, ОУ, ОИ и ОК спроектированы из REBCO ВТСП [4, 5]. Их работа при близком к максимально допустимому магнитному полю на катушке (15 Тл на внутренней ноге ОТП) будет

обеспечена функционированием в температурном диапазоне 5–20 К посредством гелиевого охлаждения. В процессе концептуального проектирования был проведен анализ электромагнитных нагрузок на обмотки ОТП, ОУ и ОИ. Для обеспечения устойчивости к сильным электромагнитным нагрузкам, которые будут генерироваться во время возможных срывов плазмы, основная часть ЭМС TRT спроектирована как единая механически прочная конструкция с использованием специальной нержавеющей стали. Размеры ОТП и положение ее внешней ноги спроектированы так, чтобы обеспечить гофрировку магнитного поля на внешнем обходе плазмы не выше 0.5%. Обмотки горизонтального управляющего поля размещены снаружи вакуумной камеры, но внутри ОТП, и крепятся к вакуумной камере. В обмотках горизонтального управляющего поля будет использоваться проводник из особо прочной бронзы CuCrZr или серебросодержащей меди.

Вакуумная камера (ВК) TRT (см. рис. 1 и [3]) будет иметь двустенную конструкцию из аустенитной нержавеющей стали AISI 316LN. Внешняя и внутренняя стенки ВК будут иметь толщину 25 мм и будут соединены ребрами толщиной тоже 25 мм. Внешний диаметр ВК равен 664 см, высота – 385 см, масса – 170 т. Охлаждение ВК будет обеспечиваться циркулирующей водой под давлением 1 МПа и при температуре 30°С. Анализ механических нагрузок, проведенный для конструкций ВК и пассивных стабилизирующих витков, показал, что как в стационарных режимах, так и при срывах плазмы индуцированные нагрузки будут ниже допустимых пределов.



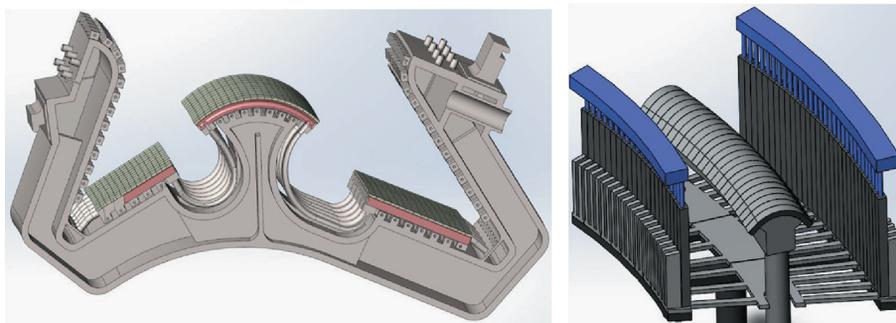
**Рис. 4.** Общий вид первой стенки и дивертора в начале работы TRT. Желтым показаны витки пассивной стабилизации, а красным – полоидальные витки для качания точек выхода сепаратрисы на пластины дивертора.

Для того, чтобы увеличить радиационную защиту, обеспечиваемую на TRT вакуумной камерой, во время плазменных разрядов с высоким выходом нейтронов между стенками ВК будет организована циркуляция борированной воды. Полная толщина ВК, включая размещенные на ее внешней поверхности блоки радиационной защиты составляет 220 мм. Блоки радиационной защиты спроектированы в форме коробов из нержавеющей стали общей толщиной 30 мм и содержат внутри себя слой  $^{10}\text{B}_4\text{C}$  толщиной 5.5 мм и слой W толщиной 7.5 мм. Согласно проведенным с использованием MCNP кода расчетам нейтронного переноса и генерации вторичного гамма-излучения [6], такая конструкция вакуумной камеры и защитных блоков обеспечивает работу ВТСП ОТП как в течение длинных (100–150 с) разрядов TRT с дейтериевой плазмой с выходом нейтронов  $Y_{nDD} = 0.5\text{--}1 \times 10^{18}$  н/с, так и во время

коротких (с длительностью разряда  $< 10$  с) дейтерий-третиевых экспериментов [4, 6].

В рамках концептуального проектирования были определены основные параметры системы водяного охлаждения/прогрева вакуумной камеры TRT как для операционных режимов TRT, так и для процедур прогрева вакуумной камеры. Гидравлические и тепловые расчеты были проведены для проектных режимов циркуляции воды в каналах между стенками и внутренними ребрами ВК для режимов работы токамака и прогрева ВК до  $170^\circ\text{C}$  [3].

Два варианта системы высоковакуумной откачки были просчитаны и концептуально спроектированы. Первая базируется на применении 32 турбомолекулярных насосов со скоростью откачки  $1.7 \text{ м}^3/\text{с}$  каждый по водороду, размещенных в 16 диверторных патрубках по два насоса в каждом на расстоянии 16 м от оси установки, где магнитное поле не будет превышать 5 мТ. Вторая ба-



**Рис. 5.** 3D модели “традиционного” (слева) дивертора TRT и вариант с перемещаемыми вверх-вниз вертикальными пластинами (справа).

зируется на применении 6 криогенных насосов, размещаемых в 6 диверторных патрубках в 7 м от оси установки вне криостата. Окончательное решение о выборе системы высоковакуумной откачки будет принято на более позднем этапе проектирования.

Для того, чтобы обеспечить длительную (100–150 с) квазистационарную работу TRT с представляющей практический интерес для будущего термоядерного реактора средней тепловой нагрузкой  $0.2 \text{ МВт/м}^2$ , были выполнены работы по концептуальному проектированию первой стенки и дивертора TRT. Были выбраны материалы, разработаны предложения по конструкции и ориентации элементов первой стенки и двух вариантов дивертора по отношению к плазме и вакуумной камере TRT, принимая во внимание их совместимость с использованием лития на более поздних этапах работы TRT. Детальное описание концепций первой стенки и диверторов TRT представлено в [7]. Здесь будут показаны только обзоры предложенных конструктивных решений.

Первая стенка (ПС) TRT состоит из охлаждаемых водой модулей. Каждый модуль будет независимо монтироваться и заменяться на новый по мере необходимости. Продолжительность эксплуатации модулей первой стенки TRT, определяемая эрозией материала ПС и стрессовой усталостью, аккумулируемой в структуре ПС, оценена равной 5000 плазменным разрядам с пиковой тепловой нагрузкой до  $3 \text{ МВт/м}^2$ .

Основное назначение дивертора TRT [7] состоит в том, чтобы принять энергию и частицы, поступающие из плазмы на сепаратрису, очистить плазму от примесей, генерируемых при эрозии первой стенки, и от заряженных продуктов термоядерных реакций и обеспечить эффективную откачку внутреннего объема вакуумной камеры. В связи с тем, что поток энергии в дивертор (проектная тепловая нагрузка до  $15 \text{ МВт/м}^2$ ) существенно выше, чем на ПС, длительность его

эксплуатации оценивается в 1000 плазменных разрядов полной мощности.

Как для ПС, так и для дивертора будет реализовано несколько стадий в вариантах конструкции, коррелирующих с ростом мощности, вводимой и генерируемой в плазме TRT. На первой стадии конструкции базируются на знаниях и опыте, полученных в рамках проекта ИТЭР: Ве и W будут использованы в качестве обращенного к плазме материала в ПС и диверторе, соответственно. Для того, чтобы быть готовыми к применению жидкого лития на следующих стадиях, со второй стадии эксплуатации дивертора и с самого начала работы ПС в их конструкциях будут использоваться трубки и компоненты из нержавеющей стали.

Концепции первой стенки на начальной стадии работы и опции дивертора TRT более подробно представлены в [7] и показаны на рис. 4 и 5.

156 модулей ПС будут организованы в 10 рядов, как показано на рис. 4. Расчетные максимальные плотности мощности составляют:  $\sim 1 \text{ МВт/м}^2$  для рядов 1, 6, 8, 9 и  $\sim 3 \text{ МВт/м}^2$  для рядов 2, 3 (расположены в 50 мм от сепаратрисы и выполняют роль диафрагмы в начале плазменного разряда), 4, 5 (квазидиверторная зона), 7, 10 (расположены в 70 мм от сепаратрисы и функционируют как охранные диафрагмы). Ряды 1 и 10 обеспечивают узкое открытие дивертора к основной плазме. В рамках концептуального проектирования разработана технология корректируемого монтажа модулей ПС на предварительно приваренные к вакуумной камере опорные структуры. Разработана система водяного охлаждения ПС, готовая снять мощность, равную 34 МВт. Тепловой анализ продемонстрировал, что сконструированная система водяного охлаждения обеспечит поддержание температуры обращенных к плазме Ве компонентов около  $500^\circ\text{C}$  и никогда не допустит достижения лимита в  $600^\circ\text{C}$  во время работы TRT при максимальной мощности [7].

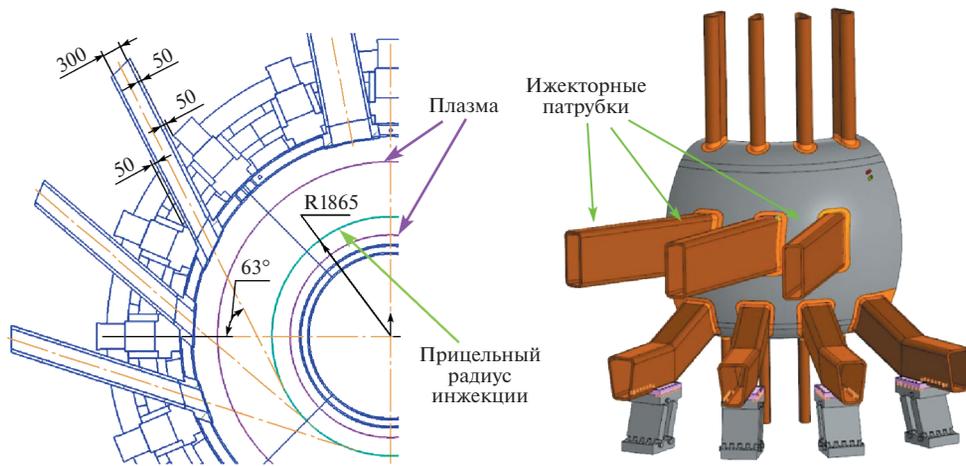


Рис. 6. Организация тангенциальных патрубков TRT для инжекции высокоэнергичных атомов.

Как показано в табл. 1 и 2, благодаря очень высокой мощности дополнительного нагрева и компактности, TRT будет работать при близких к рекордным значениям  $P_{sep}/R$  и  $B_t P_{sep}/R$  как в длинных,  $\sim 100$  с, дейтериевых, так и в коротких,  $< 5$  или  $10$  с (в зависимости от выхода DT нейтронов), дейтерий-тритиевых разрядах. Это делает TRT превосходной экспериментальной установкой для разработки диверторных технологий термоядерного реактора. Программа разработки и исследований диверторных технологий на TRT сейчас интенсивно развивается и будет опубликована в специальной статье. Здесь мы можем отметить, что созданный концептуальный проект дивертора TRT [7, 8] включает работу на начальной стадии с подобным ИТЭРу “традиционным дивертором” (показан на рисунках 4 и 5 (слева), состоящим из 54 диверторных кассет с обращенными к плазме вольфрамовыми элементами, и разработку для второй стадии опции дивертора, состоящего из 48 секций сдвигающимися вверх-вниз в процессе разряда плазмы вертикальными диверторными пластинами. Упрощенная модель варианта дивертора с вертикально сдвигающимися приемными пластинами представлена на рисунке 5 (справа). Оба варианта предполагают реализацию газового дивертора [7, 8], в котором существенная часть выносимой вдоль сепаратрисы энергии переизлучается внутри дивертора, что приводит к соответствующему кардинальному снижению плотности энергии в областях пересечения сепаратрисы с приемными пластинами дивертора. В предположении 50% переизлучения в диверторе поступающей из плазмы на сепаратрису энергии были проведены расчеты интегральных тепловых нагрузок на компоненты “традиционного дивертора”. Результаты расчетов показали, что 28 МВт, поступающие в такой газовый “традиционный дивертор”, будут распределяться

следующим образом: 13.9 МВт на мишень внешней ноги, 7.1 МВт на мишень внутренней ноги, 2.5 МВт на купол дивертора (Дом), 3 МВт на рефлектор внешней ноги и 1.5 МВт на рефлектор внутренней ноги. Детально результаты расчетного анализа зависимостей распределения тепловых нагрузок на элементы дивертора в зависимости от ряда ключевых параметров функционирования “классического дивертора” с напуском газа представлены в [7, 8].

Разработанная в рамках концептуального проектирования последовательность монтажа элементов обеих опций дивертора TRT описана в [7]. На данном этапе проектирования TRT проводится анализ возможностей применения технологии качания областей пересечения сепаратрисой мишеней дивертора посредством использования дополнительных полоидальных катушек (ДИВ#1 и ДИВ#2 на рисунке 4 и [7]), которые планируется разместить в специально зарезервированном пространстве внутри вакуумной камеры под дивертором.

Применение в TRT технологий жидкометаллического литья детально анализируется в настоящее время [9]. В связи с множеством технологических вопросов, возникающих из-за присутствия литья внутри вакуумной камеры, его применение планируется поэтапно, увеличивая количество литья от стадии к стадии от 100 г до 10 кг.

### 3.2. Системы дополнительного нагрева и неиндуктивной генерации тока

Представленные в табл. 1 и 2 параметры TRT соответствуют плазме в режимах H-моды (с  $H_{y,2} = 1$ ). Для того, чтобы плазма перешла в режим удержания H-моды, требуется, чтобы уровень

мощности дополнительного нагрева  $P_{aux}$  превысил некоторую пороговую величину  $P_{thr}$

$$P_{thr} = 0.082 \cdot n_e^{0.69} \cdot B_t^{0.91} \cdot S_{\parallel}^{0.96} / A_i$$

[МВт,  $10^{20} \text{ м}^{-3}$ , Тл,  $\text{м}^2$ ], (см. [1])

Для обеспечения уверенности в достижении L–H перехода, оценку величины этого порога часто увеличивают на 30%. Для максимальных проектных параметров TRT ( $n_e = 2 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$ ,  $B_t = 8$  Тл,  $S_{\parallel} = 70 \text{ м}^2$ ) работающего на дейтерии ( $A_i = 2$ ) это дает требование к необходимой для L–H-перехода мощности дополнительного нагрева  $P_{L-H+} = 35$  МВт.

Выбранные для работы TRT  $B_0 = 8$  Тл, и  $n_e = 2 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$  требуют проведения специальных НИР и НИОКР по разработке эффективных систем дополнительного нагрева и генерации тока плазмы, включая инъекции высокоэнергичных атомов на базе источников отрицательных ионов, ионного циклотронного нагрева и электронного циклотронного нагрева.

**3.2.1. Инъекция высокоэнергичных атомов на TRT.** Как показано на рисунке 6, TRT имеет 3 тангенциальных экваториальных патрубка, специально спроектированных для инъекции пучка высокоэнергичных атомов. Все три патрубка имеют внутреннее сечение 300 мм (по горизонтали)  $\times$  1000 мм (по вертикали). Учитывая достигнутый в последнее время прогресс в разработке в ИЯФ СО РАН достаточно мощных инжекторов на базе источников отрицательных ионов с энергией до 0.5 МэВ и длительностью импульса до 100 секунд [26] в проекте TRT предусмотрена возможность интеграции шести инжекторов общей мощностью до 25 МВт в трех тангенциальных патрубках. При установке по два в каждый патрубок, один над другим, инжекторы обеспечат ввод высокоэнергичных пучков атомов водорода, дейтерия или трития близко к экваториальной плоскости тангенциально поверхности с радиусом  $R = 1865$  мм. Энергия инъекции будет оптимизироваться в процессе экспериментов для того, чтобы обеспечить оптимальные распределения по малому радиусу TRT профилей нагрева и генерации неиндуктивного тока. Детально современное состояние разработки инжекторов, требуемых для TRT, и концепция их интеграции в TRT представлены в [10].

**3.2.2. Электронный циклотронный нагрев и генерация тока на TRT.** Работа TRT при  $B_0 = 8$  Тл требует, чтобы система ECRH была реализована на частоте 230 ГГц. Огромный и успешный опыт Института прикладной физики РАН и АО ГИКОМ в разработке и изготовлении гиротронов мощностью 1 МВт, длительностью импульса 1000 с на частоте 170 ГГц для ИТЭР и их первые

результаты в разработке гиротронов на более высоких частотах [11] являются базой для уверенности в успешном создании требуемых для TRT гиротронов с параметрами: частота  $\sim 230$  ГГц, мощность  $\sim 1$  МВт, длительность 100 с. Поэтому проект TRT включен комплекс электронного циклотронного нагрева и генерации тока на частоте  $\sim 230$  ГГц мощностью  $\sim 10$  МВт. Для системы ECRH выделен один из экваториальных патрубков. Детально концепция комплекса ECRH TRT представлена в [11].

**3.2.3. Ионный циклотронный нагрев на TRT.** Применение волн ионного циклотронного диапазона частот было выбрано в качестве одного из методов дополнительного нагрева на TRT. Применение ионного циклотронного нагрева (ICRH) на TRT будет реализовано посредством излучения двумя размещаемыми в экваториальных патрубках антеннами быстрых магнитозвуковых волн, у которых вектор электрического поля направлен преимущественно перпендикулярно к магнитному полю. Частота излучаемых волн находится в диапазоне ионного циклотронного (ИЦ) резонанса, и поэтому быстрые волны взаимодействуют с ионами плазмы посредством ИЦ резонансов (фундаментальных или их гармоник).

Система ICRH TRT будет работать в диапазоне частот 60–80 МГц с  $k_{\parallel}$  в диапазоне 8–13  $\text{м}^{-1}$ . При работе TRT с  $B_0 = 8$  Тл выбранный диапазон частот ИЦ включает приосевые циклотронные резонансы: фундаментальный для ионов малой добавки  $^3\text{He}$  и вторую гармонику для T на 80 МГц, приосевой и находящийся в центральной части плазменного шнура резонансы для добавки дейтерия в DT-плазме и для добавки  $^9\text{Be}$ , соответственно, при 60 МГц. Инжектированные нагревными пучками высокоэнергичные дейтоны и тритоны будут также резонансно поглощать энергию волн с частотами 60 и 80 МГц, соответственно, в результате чего будут формироваться группы быстрых ионов и соответственно расти термоядерная реактивность. За счет механизма конверсии мод будет также иметь место некоторый нагрев электронов. Эффективность всех перечисленных выше схем ICRH для нагрева в центральной области плазмы была продемонстрирована в экспериментах на TFTR [27] и JET [28]. Так как в обоих основных режимах ICRH на TRT (на 80 и 60 МГц) сразу несколько ионов будут резонансными:  $^3\text{He}^{2+}$ , плазменные  $\text{T}^+$  и пучковые  $\text{T}^+$  на частоте 80 МГц и плазменные  $\text{D}^+$  и  $^9\text{Be}^{4+}$  и пучковые  $\text{D}^+$  на частоте 60 МГц, в экспериментах на TRT будет обеспечена возможность оптимизировать режимы ICRH, реализовать высокое поглощение волн за один проход и таким образом достичь эффективного центрального нагрева плазмы.

Во время работы TRT в H-моду система ICRN должна обеспечить эффективную работу антенн во время индуцированных колебаниями на границе плазменного шнура (ELM) быстрых и высокоамплитудных изменений нагрузки антенн. Эту сложнейшую проблему планируется разрешить с помощью применения внешней T-сопряженной системы согласования импеданса (External Conjugate-T (ECT) impedance matching system) примененной на JET [29] или быстрой ферритовой настройки в реальном времени (Fast Ferrite Tuners-FFT) примененной на Alcator C-Mod [30].

К сожалению, ICRN практически всегда вызывает рост концентрации примесей в плазме. Поток примесей в плазму генерируется взаимодействием ионов, ускоренных на периферии плазмы медленной волной антенны, с первой стенкой и поверхностью антенны. Для того, чтобы исключить генерацию медленной волны на токамаке C-Mod была успешно применена четырехвитковая, сориентированная поперек магнитного поля антенна [31]. Разработка и успешное применение трехвитковой антенны обеспечило возможность снижения наведенных токов в корпусе антенны, и таким образом снижение локального высокочастотного потенциала, что в экспериментах на ASDEX Upgrade [32] продемонстрировало существенное снижение поступления в плазму примесей в сравнении с работой с двухвитковой антенной.

Результаты анализа на настоящей стадии разработки показывают, что конструкция трех- или четырехвитковых антенн с ориентацией витков поперек магнитного поля, позволяющая существенно снизить наведенные токи в корпусе антенны и обеспечивающая возможности изменения спектра  $k_{\parallel}$ , полностью размещаемая в просвете (63 см ширина и 100 см высота) экваториального патрубка, представляется очень эффективной для TRT и должна обеспечить уровень мощности ICRN в несколько МВт. В частотном диапазоне 60–80 МГц будет реализовано несколько схем ICRN с высоким поглощением волн в центральной области плазменного шнура, хорошей связью антенн с плазмой и с применением продемонстрированных как эффективных решений по управлению потоками примесей и индуцированными периферийными колебаниями (ELM) быстрыми изменениями нагрузки антенны. Схемы ICRN с ускорением инжектированных нагревными пучками быстрых дейтронов и тритонов будут также применены для того, чтобы увеличить поглощение волн и полный выход нейтронов в экспериментах на TRT. Существенная генерация неиндуктивного тока волнами ИЦ-диапазона не планируется. Концептуальный проект технической реализации системы ICRN TRT представлен в [33]. Дальнейшая разработка

системы ICRN будет проводиться на последующих стадиях проектирования.

Также рассматривается возможность применения несколько-мегаваттной системы генерации неиндуктивного тока с использованием геликонов [34], излучаемых антенной бегущей волны в диапазоне частот ~1000–1200 МГц. Эта схема может обеспечить генерацию тока вне оси токамака и в случае успешной реализации будет представлять большой интерес для будущего термоядерного реактора.

#### 4. ОБЗОР ОЖИДАЕМЫХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕЖИМОВ TRT

Для того, чтобы говорить о токамаке как об установке для производства электроэнергии, в “чистом” термоядерном сценарии, либо для наработки топлива и решения ряда сопутствующих проблем атомной энергетики в гибридном варианте, необходимо обеспечить устойчивую, бесперебойную работу такой установки на временных интервалах, сопоставимых, а в идеале и заметно превосходящих, с интервалами, необходимыми для обслуживания, восстановления рабочих характеристик и т.д. Другими словами, с точки зрения физики плазмы, реакторные технологии понимаются как технологии обеспечения длительного управляемого разряда в плазме, обеспечивающей достаточную реактивность для того, чтобы быть коммерчески оправданной для решения задач энергетики. Хорошо известно, что конструктивно токамак является установкой импульсного типа. Запас магнитного потока индуктора естественным образом ограничивает длительность индуктивного разряда. Методы безындукционной генерации тока путем инжекции в плазму атомарных пучков и волн электронно-циклотронного и ионно-циклотронного диапазонов частот позволяют “закрывать” проблему индуктора и рассматривать в качестве основных гибридные и чисто неиндуктивные сценарии разряда – стационарные и квазистационарные режимы. Для осуществления таких режимов разряда абсолютно необходимо создание надежных способов управления параметрами плазмы (кинетическое управление), причем не только интегральными значениями, но и радиальными распределениями (профилями). При этом, по-видимому, наиболее сложным и важным для реализации стационарных устойчивых режимов является управление величиной и профилем тока плазмы.

В свою очередь, длительность и/или воспроизводимость реакторо-пригодных режимов в достаточно (с точки зрения использования в энергетике) продолжительной серии разрядов напрямую зависит от поддержания взаимодействия плазмы со стенкой (под “стенкой” здесь подразумевается

вся совокупность обращенных к плазме элементов конструкции токамака включая дивертор) в стационарном и приемлемом для обеспечения реакторных характеристик разряда режиме. Эта задача тем сложнее чем больше удельная энергонагруженность установки как в смысле роста средней удельной мощности нагрева плазмы, так и ассоциированном с ней ростом потока тепла и частиц на единицу поверхности “стенки”. Естественно, компактность установки значительно усугубляет проблему предельной энергонагруженности. В целом, проблемы съема тепла и возобновления (или поддержания чистоты) поверхностей наиболее энергонагруженных элементов первой стенки и дивертора признаны мировым термоядерным сообществом как наиболее критические на пути сооружения коммерчески обоснованного термоядерного реактора на основе установки с магнитным удержанием плазмы. На решение именно этих задач и нацелен TRT. Следует отметить, что наиболее близкий к TRT итальянский проект DTT [24] разрабатывается для решения именно проблем взаимодействия плазма–стенка, т.е. обеспечения необходимого управления потоками тепла и частиц в реакторных условиях. Однако ЭМС DTT спроектирована из низкотемпературных сверхпроводников и поэтому магнитное поле на оси, ограничено величиной 6 Т. В свою очередь и системы дополнительного нагрева и генерации тока DTT не предназначены для осуществления стационарных режимов с безындукционным поддержанием тока. Следует отметить, что длительные разряды с безындукционным поддержанием тока уже не раз демонстрировались экспериментально. Однако характеристики плазмы в таких режимах всегда были очень далеки от реакторных. С ростом температуры и плотности плазмы возрастает роль неклассических эффектов, например таких как бутстреп ток. Даже на плато (в интегральном смысле) тока его профиль продолжает эволюционировать, и стационарных профилей с приближением параметров плазмы к реакторным достичь не удавалось. В свою очередь и стационар по взаимодействию плазма–стенка вполне достижим в “лабораторной” плазме, но с ростом энергонагруженности установки эта задача меняется качественно и требует значительных усилий для разрешения. Также и время выхода на стационар по взаимодействию плазма–стенка значительно превосходит время достижения стационарных профилей параметров плазмы. Сложность обеспечения стационарных режимов и недостаточность существующих технических решений по проблеме первой стенки являются определяющим фактором того, что значительный удельный вес в экспериментальной программе TRT будет принадлежать экспериментам в безъядерных условиях, т.е.

с водородной и гелиевой плазмой, по крайней мере, на начальном этапе исследований.

Анализ сценариев подъема тока [12] и возможных операционных режимов TRT [13] был направлен не только на разработку сценариев разряда, обеспечивающих достижение проектных характеристик (табл. 1) по величине тока  $I_p = 5$  МА и длительности разряда (плато тока  $\sim 100$  с), но также на определение операционных пределов, в которых возможна реализация стационарных управляемых режимов разряда с характеристиками, достаточными, как минимум, для нейтронного источника в гибридном реакторе.

В дейтериевой плазме с инъекцией пучков D с энергией 500 кэВ и мощностью  $P_{NBI} = 20$  МВт при дополнительном ЭЦ-нагреве  $P_{ECRH} = 10$  МВт плато тока плазмы  $I_p = 5$  МА в течение 100 с достигается при плотности плазмы  $n_e = 1 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$ . При этом расходуется 3 Вc потока индуктора. При большей плотности плазмы длительность плато сокращается, при меньшей может быть заметно увеличена. При этом выход нейтронов от DD-реакций, более 70% которых обусловлены взаимодействием пучок–плазма, не превосходит  $5 \times 10^{17}$  н/с, что заведомо допустимо по пределам защиты от ядерного разогрева ЭМС TRT [4, 6].

В пересчете на DT-плазму в таком режиме разряда мощность термоядерных реакций составит  $P_{fus} = 37.3$  МВт включая DT-реакции на пучке, что соответствует производству 14 МэВ-ных нейтронов со скоростью  $Q_n = \sim 1.33 \times 10^{19}$  н/с. При этом поток нейтронов на единицу поверхности стенки составляет порядка 0.4 МВт/м<sup>2</sup>, что примерно вдвое превосходит значение потока термоядерных нейтронов в гибридном реакторе ДЕМО-ТИН [35]. Это обстоятельство позволяет в разработке операционных сценариев понизить значение тока плазмы до 3–4 МА и, сохранив высокую реактивность в то же время обеспечить значительную длительность разряда вплоть до стационарного режима с полностью безындукционным поддержанием тока плазмы.

Подробный анализ режимов разряда с меньшим током плазмы  $3 \text{ МА} < I_p < 4 \text{ МА}$  убедительно демонстрирует возможность полностью безындукционного поддержания тока (стационара) при умеренной,  $(0.5\text{--}1.0) \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$ , плотности плазмы и мощности систем дополнительного нагрева  $15 \text{ МВт} < P_{aux} < 30 \text{ МВт}$ . При этом комбинация нейтральной инъекции с ECRH обеспечивает возможность не только поддержания на постоянном уровне полного тока плазмы, но и эффективного управления его профилем. Последнее обеспечивается за счет управления положением области локализации поглощения ЭЦ-мощности в плазме при помощи зеркал.

Важным результатом анализа операционных режимов является тот факт, что в пересчете на DT-плазму уверенно получаются МГД устойчивые полностью безындукционные режимы с током плазмы 4 МА при различных значениях плотности плазмы. При этом с ростом плотности необходимо наращивать и мощность систем дополнительного нагрева, что приводит, в свою очередь, к росту термоядерного выхода примерно прямо пропорционально  $P_{aux}$ , так что обеспечивается  $Q \sim 1$  примерно во всем рассмотренном диапазоне плотности  $0.5 < n_{e20} < 2.5$  и мощности дополнительного нагрева  $15 \text{ МВт} < P_{aux} < 60 \text{ МВт}$ . Важно отметить, что даже на нижней границе рассмотренного диапазона мощность термоядерных реакций  $> 15 \text{ МВт}$ , обеспечивает  $\sim 0.2 \text{ МВт/м}^2$  нейтронного потока на стенку, т.е. удовлетворяет потребности нейтронного источника в гибридной схеме.

Начальную стадию экспериментальной программы TRT планируется осуществить с дивертором, конструктивно аналогичным дивертору ИТ-ЭР. Предварительный анализ рабочих режимов этого дивертора TRT показал [8], что для максимальных проектных параметров  $I_p = 5 \text{ МА}$ ,  $n_e = 2 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$  введение в плазму мощности нагрева  $P_{aux} \sim 30 \text{ МВт}$  приводит к тепловым нагрузкам в диверторе превышающим предельно допустимые. Однако, с понижением плотности плазмы до  $1 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$  и тока до  $I_p = 4 \text{ МА}$  операционное пространство режимов работы ИТЭР-подобного дивертора TRT значительно расширяется. Таким образом, режимы разряда, необходимые для термоядерного источника нейтронов в гибридном реакторе, могут быть реализованы и при помощи первоначального дивертора TRT.

Экспериментальная программа TRT включает широкий спектр исследований по использованию жидкометаллических литиевых технологий в разрешении проблемы взаимодействия плазмы со стенкой. Поэтому подавляющее большинство расчетов в анализе сценариев разряда предполагало наличие 4% примеси Li в плазме. Однако специально проведенные исследования показали, что содержание Li вплоть до 15% не сказывается существенным образом на характеристиках плазмы. Снижение же нейтронного выхода можно, при необходимости, компенсировать ростом плотности DT-смеси.

Отмеченная выше возможность управления профилем тока в стационарных режимах позволяет также получать разряды с обращенным широм магнитного поля с  $q_{min} > 3$ , что, помимо улучшения транспортных характеристик, позволяет обеспечить максимально благоприятные условия по МГД-устойчивости плазмы.

Исследования МГД-устойчивости плазмы и характеристик пьедестала TRT [14] продемонстрировали широкий диапазон операционных сценариев с приемлемыми для нормальной работы дивертора режимами ELM.

Исследования устойчивости альфвеновских мод [15] обнаружили опасность эффективной раскачки отдельных гармоник, обусловленной взаимодействием с ионами пучков. Однако на сегодня нет достаточной ясности, насколько опасно возбуждение альфвеновских мод для удержания энергичных ионов в TRT. Наиболее опасные (быстро растущие) моды оказываются локализованными во внутренних областях плазменного шнура. При этом аномальный перенос энергичных частиц, связанный с развитием указанных мод, должен приводить скорее к некоторому радиальному перераспределению внутри области локализации моды, чем к потерям этих частиц.

В целом, выполненный предварительный анализ операционных режимов убедительно показывает, что технические характеристики TRT вместе с системами дополнительного нагрева и генерации тока открывают широкий простор в экспериментальных исследованиях плазмы с действительно реакторными характеристиками.

## 5. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполнен концептуальный проект сверхпроводящего (из REBCO ВТСП), с высоким магнитным полем ( $B_{\theta 0} = 8 \text{ Тл}$ ) квазистационарного токамака с реакторными технологиями. Высокое магнитное поле позволит получить плазму с  $Q > 1$  в токамаке TRT при существенно уменьшенных размерах ( $R_0 = 2.15 \text{ м}$ ,  $a = 0.57 \text{ м}$ ) и, соответственно, стоимости установки. TRT будет работать в квазистационарном ( $\geq 100 \text{ с}$ ) режиме с водородной, гелиевой и дейтериевой (до  $n_e = 2 \times 10^{20} \text{ м}^{-3}$ ) и с короткими ( $\Delta t < 10 \text{ с}$ ) дейтерий-тритиевыми разрядами ( $Q > 1$ ), ограниченными радиационным разогревом тороидальных катушек. TRT разрабатывается в качестве плазменного прототипа как для термоядерного источника нейтронов для гибридного, синтез-деление, реактора, так и для чистого термоядерного реактора.

Миссии TRT состоят в том, чтобы разработать и интегрировать ключевые технологии термоядерного реактора в одной установке, разработать и провести исследования квазистационарных плазменных разрядов с плотностью и температурой, соответствующими реакторным, и исследовать поведение термоядерной плазмы в режимах с зажиганием с доминированием нагрева центральных областей плазмы термоядерными альфа-частицами в коротких экспериментах с дейтерий-тритиевой плазмой.

Основными особенностями TRT как технологической платформы будущего термоядерного реактора являются: ВТСП ЭМС, обеспечивающая работу TRT с чрезвычайно высоким магнитным полем 7–8 Тл, металлические и жидкометаллические литиевые первая стенка и инновационный дивертор, системы дополнительного нагрева и генерации тока плазмы включая: инжекцию атомов с энергией ~0.5 МэВ, комплексы сверхвысокочастотного (~230 ГГц) и высокочастотного (60–80 МГц) излучений, тритиевый комплекс, технологии удаленного управления и совместимые с реактором диагностики.

TRT будет квазистационарно ( $\Delta t > 100$  с) работать с дейтериевой плазмой в широком диапазоне параметров с высокими тепловыми потоками на сепаратрису ( $P_{sep}/R$  до 14 МВт/м) и обеспечит проведение коротких ( $\Delta t < 10$  с) экспериментов в режимах с термоядерной дейтерий-тритиевой плазмой с  $Q > 1$  и доминированием нагрева альфа-частицами центральных областей плазмы.

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

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- ITER PHYSICS BASIS EDITORS, 1999 Chapter 1: overview and summary. // Nucl. Fusion 39 (12), 2137–2174. Chapter 2: plasma confinement and transport. // Nucl. Fusion 39 (12), 2175–2249. Shimada M., Campbell D.J., Mukhovatov V., Fujivara M., Kirneva N., Lackner K., Nagami M., Pustovitov V.D., Uckan N., Wesley J., 2007 Chapter 1: overview and summary. // Nucl. Fusion 47 (6), S1–S17.
- Kononov S., TRT Team // 28<sup>th</sup> IAEA Fusion Energy Conference (FEC 2020, virtually occurred 10–15 May 2021).
- Антропов Д.А., Бондарь А.В., Кедров И.В., Кузьмин Е.Г., Марченко Т.А. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- Бондарчук Э.Н., Воронова А.А., Григорьев С.А., Запредилина Е.Р., Кавин А.А., Китаев Б.А., Ковальчук О.А., Кожуховская Н.М., Коновалов С.В., Красильников А.В., Лабусов А.Н., Максимова И.И., Минеев А.Б., Муратов В.П., Родин И.Ю., Танчук В.Н., Трофимов В.А., Чердаков А.К., Черненко В.В. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- Сытников В.Е., Лелехов С.А., Красильников А.В., Зубко В.В., Фетисов С.С., Высоцкий В.С. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- Портнов Д.В., Высоких Ю.Г., Кашук Ю.А., Родионов Р.Н. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- Мазуль И.В., Гиниятулин Р.Н., Кавин А.А., Литуновский Н.В., Маханьков А.Н., Пискарев П.Ю., Танчук В.Н. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- Кукушкин А.С., Пшенов А.А. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- Вертков А.В., Жарков М.Ю., Люблинский И.Е. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- 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. 47. № 11.
- Белюсов В.И., Денисов Г.Г., Шмелев М.Ю. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- Бондарчук Э.Н., Кавин А.А., Минеев А.Б., Коновалов С.В., Лукаш В.Э., Хайрутдинов Р.Р. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- Leonov V.M., Kononov S.V., Krasilnikov A.V., Kujanov A.Yu., Zhogolev V.E., Bondarchuk E.N., Mazul I.V., Mineev A.B., Rodin I.Yu. // Plasma Physics Reports. 2021. Т. 47. № 12.
- Медведев С.Ю., Мартынов А.А., Пошехонов Ю.Ю., Коновалов С.В., Леонов В.М., Лукаш В.Э., Хайрутдинов Р.Р. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- Исаев М.Ю., Леонов В.М., Медведев С.Ю. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
- Strachan J.D., Batha S., Beer M., Bell M.G., Bell R.E., Belov A., Berk H., Bernabei S., Bitter M., Breizman B. // Plasma Phys. Control. Fusion 39 (12B), B103–B114.
- Keilhacker M. // Phil. Trans. R. Soc. A 357, 415–442.
- Kishimoto I.H., Ishida S., Kikuchi M., Ninomiya H. // Nucl. Fusion. 45 (8). P. 986.
- Азизов Э.А., Алексеев Ю.А., Бревнов Н.Н. и др. // Атомная энергия. 1982. Т. 52. С. 108.
- Andreani R., De Marco F., Ferro C., Mirizzi F., Papitto P., Santiti F., Serge S.E., Sassi M. // Fusion Technology 1990 Proc. 16th Symp. London, 1990. V. 1. North-Holland, Amsterdam, 1991. 218.
- Hutchinson I.H. C-Mod: the next Alcator // IEEE Thirteenth Symposium on Fusion Engineering. 1989. V. 1. P. 13.
- Furth H.P., the CIT project group // Tech. Rep. PPPL–2480, DE88 003454. 1987. Princeton Plasma Physics Laboratory.
- Coppi B., Airoldi A., Bombarda F., Cenacchi G., Detragiache P., Ferro C., Maggiore R., Sugiyama L.E., Vecchi G. // 1999 MIT RLE Report PTP 99/06.
- Martone R., Albanese R., Crisanti F., Martin P., Pizzuto A. DTT Divertor Tokamak Test facility – Interim Design Report, Italian National Agency for New Technologies, Energy and Sustainable Economic Development, ISBN: 978-88-8286-378-4, Printed in April 2019 at ENEA.
- Crelly A.J., Greenwald M.J., Ballinger S.B., Brunner D., Canik J., Doody J., Garnier D.T., Granetz R., Holland C., Howard N.T. et al. // J. Plasma Phys. 2020. 86. <https://doi.org/10.1017/S0022377820001257>
- Ivanov A.A., Davydenko V.I., Belchenko Y.I. // AIP Conf. Proc. 2052. 030003 2018. <https://doi.org/10.1063/1.5083731>

27. *Wilson J.R., Bush C.E., Darrow D., Hosea J.C., Jaeger E.F., Majeski R., Murakami M., Phillips C.K., Rogers J.H., Schilling G., et al.* // *Phys. Rev. Lett.* 1995. V. 75. P. 842–845.
28. *Start D.F.H., Jacquinot J., Bergeaud V., Bhatnagar V.P., Cottrell G.A., Clement S., Eriksson L.-G., Fasoli A., Gondhalekar A., Gormezano C. et al.* // *Phys. Rev. Lett.* 1988. V. 80. P. 4681–4684.
29. *Monakhov I., Graham M., Blackman T., Dowson S., Durodie F., Jacquet P., Lehmann J., Mayoral M.-L., Nightingale M.P.S., Noble C.* // *Nucl. Fusion* 2013. V. 53. 083013.
30. *Lin Y., Binus A., Wukitch S.J., Koert P., Murray R., Pfeiffer A.* // *Fusion Engng Des.* 2015. V. 100. P. 239.
31. *Wukitch S.J., Garrett M.L., Ochoukov R., Terry J.L., Hubbard A., Labombard B., Lau C., Lin Y., Lipschultz B., Miller D. et al.* // *Phys. Plasmas* 2013. V. 20. 056117.
32. *Bobkov V., Braun F., Dux R., Herrmann A., Faugel H., Funfgelder H., Kallenbach A., Neu R., Noterdame J.-M., Ochoukov R. et al.* // *Nucl. Fusion* 2016. V. 56 (8). 084001.
33. *Баев В.М., Гетман Д.В., Губин А.М., Субботин М.Л.* // *Физика плазмы.* 2021. Т. 47. № 11.
34. *Вдовин В.Л.* // *Физика плазмы.* 2013. Т. 39. № 2. С. 115.
35. *Kuteev B.V., Shpanskiy and DEMO-FNS Team* // *Nuclear Fusion* 2017. V. 57. 076039.