

УДК 533.9

ОБРАЩЕННЫЕ К ПЛАЗМЕ КОМПОНЕНТЫ ТОКАМАКА TRT

© 2021 г. И. В. Мазуль^{a, b, *}, Р. Н. Гиниятулин^{a, b}, А. А. Кавин^{a, b}, Н. В. Литуновский^{a, b},
А. Н. Маханьков^{a, b}, П. Ю. Пискарев^{a, b}, В. Н. Танчук^{a, b}

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

^b Частное учреждение “Проектный центр ИТЭР”, Москва, Россия

*e-mail: mazuliv@niiefa.spb.su

Поступила в редакцию 09.04.2021 г.

После доработки 21.05.2021 г.

Принята к публикации 02.06.2021 г.

Представлена концепция обращенных к плазме компонентов (ОПК) токамака TRT, работающего в режиме длительных разрядов и высокой средней тепловой нагрузки на стенки. Описана структура и проблематика ОПК, взаимосвязь основных параметров и процессов, обеспечивающих комфортное сосуществование плазмы и окружающих ее стенок. Представлены конструктивные решения панелей первой стенки и дивертора, выполненные на основе технологий ИТЭР. Обсуждаются особенности применения жидких металлов в ОПК. Подробно рассматриваются возможности альтернативных решений для диверторной мишени.

Ключевые слова: токамак, первая стенка, дивертор, качание сепаратриссы, жидкий металл

DOI: 10.31857/S0367292121110214

ВВЕДЕНИЕ

Одной из основных задач проекта компактного токамака реакторных технологий (TRT) является поиск и отработка технологий обеспечения длительного разряда плазмы (≥ 100 с) при средней тепловой нагрузке на обращенные к плазме материальные поверхности на уровне не менее 0.2 МВт/м^2 [1]. Оба параметра характерны для термоядерных установок, имеющих перспективы коммерческого применения.

Одновременное выполнение двух обозначенных выше параметров нигде в мире еще не достигнуто, хотя и является необходимым и значительным шагом на пути демонстрации осуществимости практически полезного термоядерного реактора. Решающее условие получения этого режима — создание обращенных к плазме компонентов (ОПК), которые имеют необходимый ресурс и обеспечивают необходимую “чистоту” плазмы.

В такой термоядерной установке увеличение времени воздействия горячей плазмы на окружающие поверхности, а также наличие локально перегреваемых участков обращенной к плазме конструкции, вызывает повышенную генерацию примесей, которые, в свою очередь, вероятно, ограничивают продолжительность разряда плазмы. На современных термоядерных установках достаточно других факторов, ограничивающих

продолжительность разряда: недостаток вольт-секунд, короткоимпульсные средства нагрева, ограничения в системе охлаждения или ее отсутствие и т.п., но проблема поступления примесей с обращенных к плазме поверхностей, в конечном счете, представляется одной из центральных. Для практически интересных термоядерных установок с длительным временем эксплуатации эрозионное и/или “усталостное” разрушение поверхностей обращенных к плазме компонентов, а также последующий останов реактора из-за ограниченного ресурса последних также является проблемой.

Для решения указанных проблем в проекте компактного TRT предлагается использовать ряд перспективных конструктивных и технологических подходов, концептуальное описание которых представлено в данной статье.

НАЗНАЧЕНИЕ И СТРУКТУРА ОПК

Обращенные к плазме компоненты (ОПК) — это комплекс компонентов, испытывающих воздействие вылетающих из плазмы тепловых и корпускулярных потоков, либо в результате непосредственного контакта с плазмой, либо, находясь на удалении, но в зоне прямой видимости из плазмы, под действием потоков излучения и нейтралов перезарядки. В первую очередь эти компо-

ненты выполняют функцию перехвата всех указанных потоков, защищая от них остальные системы токамака. Помимо этого, они участвуют в ограничении/формировании пространственных параметров плазмы, обеспечивают нейтрализацию покинувших плазму заряженных частиц и способствуют их более эффективной откачке и рециркуляции, минимизируют попадание в водородную плазму чужеродных примесных частиц. И, наконец, находясь в сложнейших условиях вблизи горячей плазмы, они должны продемонстрировать необходимую “живучесть” на все время работы реактора.

Триединую задачу по “эффективной экранировке/защите структур токамака от горячей плазмы – обеспечению “чистоты” плазмы – самосохранению защитной стенки” для краткости называют проблемой “первой стенки”.

Универсальный функционал ОПК в токамаке, в общем виде и, в частности, в проекте компактного TRT, требует использования всех основных составляющих данного комплекса, а именно:

- первой стенки (ПС), находящейся на максимально возможном удалении от плазмы и выполняющей экранирующие/защитные функции (для стенок вакуумной камеры и различных внутрикамерных устройств) главным образом от потоков излучения и нейтралов перезарядки;

- лимитеров, представляющих собой наиболее нагруженные выступающие части ПС, заведомо контактирующие с плазмой и задающие размеры плазмы в режиме ее формирования, гашения и при различных неустойчивостях и обеспечивающие защитный перехват плазменных потоков на ПС;

- дивертора, находящегося в обособленной нижней части вакуумной камеры (ВК) и включающего в себя приемные мишени, на которые выносятся основная доля тепла и плазменных потоков, покидающих основную плазму, для их дальнейшей нейтрализации, откачки и очистки.

На рис. 1 представлена предварительная (будет оптимизирована на фазе эскизного проекта) разбивка на составные части комплекса ОПК.

Первая стенка по своей площади (в TRT около 80 м^2 , включая лимитеры) является основным компонентом, обращенным к плазме, располагается между плазмой и вакуумной камерой (ВК) и служит для защиты внутренней оболочки ВК и внутрикамерных устройств (вспомогательные электромагнитные катушки, элементы диагностики, средства нагрева плазмы, газонапуска и т.п.) от воздействия потоков тепла и высокоэнергетических частиц, генерируемых плазмой. Предполагается, что в будущем промышленном термоядерном реакторе ПС должна работать без замены весь срок службы реактора так как дистанционная замена громадной ($\sim 1000 \text{ м}^2$) струк-

туры внутри тороида представляется губительной для экономических показателей любого реактора. Для экспериментальной установки, тем не менее, целесообразно рассмотреть возможность замены всей стенки (минимум однократно), например, для полной смены бериллиевой облицовки (планируется на стартовом этапе) на вольфрамовую, как более перспективную для реактора.

ПС компактного TRT состоит из отдельных защитных охлаждаемых панелей ПС (ППС), каждая из которых устанавливается и заменяется по истечении ресурса или после аварии вручную с использованием специальных грузозахватных приспособлений (на финальной фазе дистанционно с помощью роботов), не затрагивая окружающие компоненты. Для максимально удаленных и затененных от плазмы ППС (панели №№ 1, 6, 8 и 9) планируются при разработке ресурс до их замены в условиях заданных усредненных тепловых нагрузок (не менее 0.2 МВт/м^2) с учетом возможного их пикирования до значений 1 МВт/м^2 составляет не менее 10000 циклов. Такого количества разрядов плазмы в экспериментальной установке в первом приближении может хватить на всю программу работ на TRT.

Панели №№ 4 и 5 находятся в зоне недосформированного верхнего дивертора (квази X-точки) и поэтому могут испытывать повышенные тепловые нагрузки, проектное значение которых принимается равным 3 МВт/м^2 , а проектный ресурс работы не менее 1000 циклов/разрядов плазмы. Этот ресурс ограничивается допустимой величиной эрозионного износа бериллиевой облицовки, а также усталостными повреждениями элементов конструкции ППС.

Лимитер представляет собой выступающую часть профиля ПС по отношению к соседним участкам и является материальным ограничителем потока граничной плазмы, которая в идеальном случае (сформированная конфигурация плазмы, отсутствие неустойчивостей) должна полностью отводиться в дивертор.

Затенение от плазмы соседних ППС снижает пиковые тепловые нагрузки на них особенно при неустойчивостях плазмы таких как: вертикальные смещения, краевые моды и срывы плазмы. В этом заключается функция защитного лимитера, каковым в TRT являются панели в рядах № 7 и 10. Выбор полоидальных координат защитных лимитеров связан с положением двух витков пассивной стабилизации (ВПС, желтым цветом на рис. 1), для которых так же как и для лимитера необходимо максимально возможное (по сравнению с другими ОПК) приближение к плазме. Совмещение лимитеров с ВПС представляется разумным выбором.

Другим лимитером, на этот раз стартовым, удаленным также на минимальное расстояние от

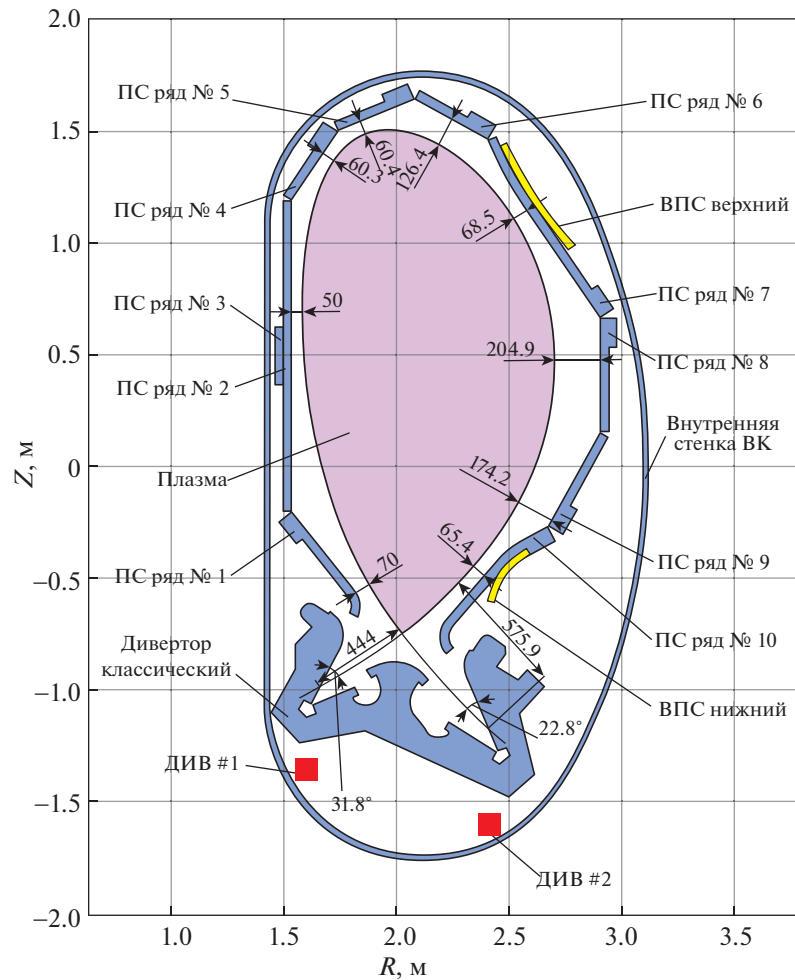


Рис. 1. Схематическая предварительная разбивка на составные части ОПК компактного TRT с классическим дивертором.

плазмы, являются панели № 2 и 3, расположенные на внутреннем обходе. На эти панели будет опираться плазма при пробое, нарастании размера круглого сечения плазмы и до момента формирования диверторной конфигурации (D-образное сечение).

Проектные значения тепловой нагрузки и ресурса для защитных и стартового лимитера составляют $3 \text{ МВт} \cdot \text{м}^{-2}/1000$ разрядов и $3 \text{ МВт} \cdot \text{м}^{-2}/3000$ разрядов соответственно. Облицовка панелей лимитера на начальной фазе работы реактора также сделана из бериллия.

Дивертор представляет собой специальную конфигурацию полоидального магнитного поля на краю плазмы, которая обеспечивает вывод периферийных слоев плазмы в удаленную диверторную камеру, в которой поток отводимой плазмы направляется на приемную мишень для нейтрализации. Тем самым обеспечивается очистка плазмы от примесей, представляющих собой про-

дукты термоядерной реакции (за счет вывода гелия в удаленную диверторную камеру для откачки) и продукты эрозии и газовой выделенности ПС (за счет экранирования основной плазмы отводимым диверторным слоем плазмы от поступающих со стенок примесей). Дивертор является самым теплонагруженным элементом среди ОПК. В диверторной камере обеспечивается теплосъем значительной (до 80% без учета нейтронов) мощности, покинувшей основную плазму, происходит нейтрализация плазмы и откачка образовавшегося нейтрального газа с последующей рециркуляцией очищенного (вне токамака) от примесей водородного топлива. Максимальные удельные тепловые нагрузки на мишень дивертора в TRT могут достигать $30\text{--}40 \text{ МВт}/\text{м}^2$ [2]. С учетом инженерно-технологических достижений и ограничений, определенных отечественными и зарубежными разработчиками для дивертора ИТЭР [3–5], по-видимому, проектным значением допустимой тепловой нагрузки на мишень классического

твердотельного неподвижного дивертора можно принять величину 15 МВт/м^2 . Таким образом, необходимо обеспечить заметное (в 2–3 раза) снижение максимальной нагрузки за счет специальных мер, которые будут отрабатываться в процессе экспериментов (в том числе по мере постепенного повышения мощности нагрева плазмы). Существует большое количество разных концепций дивертора, включающих как различные магнитные диверторные конфигурации, так и различные материальные воплощения диверторной мишени. Приоритетные концепции дивертора для проекта компактного TRT представлены далее в статье. В любом случае, ресурс дивертора компактного TRT вследствие более высоких тепловых нагрузок значительно меньше ресурса ПС, но должен составлять не менее 1000 циклов. Ресурс дивертора, также как в случае ППС, ограничивается эрозионным износом вольфрамовой облицовки, а также усталостными повреждениями элементов конструкции дивертора под действием термонапряжений и электромагнитных нагрузок.

ВЗАИМОСВЯЗЬ ОСНОВНЫХ ПРОЦЕССОВ И ПАРАМЕТРОВ

Для удобства описания основных взаимосвязанных процессов и параметров, влияющих на проект ОПК токамака, сгруппируем их в несколько основных тематических блоков.

Тепловые нагрузки

Для наиболее известных проектируемых (TRT, DEMO-EU), строящихся (DTT, ITER, JT-60SA, T15-МД) или эксплуатируемых (AUG, WEST, JET, EAST, D-III-D) токамаков в табл. 1 приведены параметры, от которых зависят условия работы ОПК. Основным драйвером проекта ОПК для любого токамака являются тепловые нагрузки на их поверхность. От тепловых нагрузок зависят выбор материала стенки, способ ее охлаждения (теплоноситель и его параметры), конструктивные размеры (толщина стенки, степень сегментации и др.), ее срок службы и степень негативного влияния на основную плазму за счет генерации примеси. Мощность, необходимая для поддержания стационарной плазмы и в конечном счете попадающая на ОПК/РФС $P_{PFC} = (0.2P_{fus} + P_{ah})$, складывается из мощности дополнительного нагрева и мощности термоядерного синтеза за вычетом доли нейтронов, (которые не участвуют ни в нагреве плазмы, ни практически в нагреве поверхности стенок). Средний поверхностный тепловой поток из плазмы на ОПК в стационарном режиме определяется отношением этой мощности к проективной площади окружающих плазму стенок S_{FW} (чуть больше площади поверхности плазмы). Для всех токамаков, представленных в

табл. 1 (от малого экспериментального типа AUG до большого демонстрационного DEMO-EU), этот тепловой поток находится в диапазоне от 0.2 до 0.6 МВт/м^2 (строка 12). Даже в наиболее коммерчески привлекательных, но рискованных проектах (токамак SPARC [6]), эта величина не планируется выше 1 МВт/м^2 . На первый взгляд создание “стенки”, выдерживающей такие нагрузки, не представляет серьезной проблемы. Для примера, стенки парогенераторов в тепловых электростанциях или стенки ТВЭЛов на атомных станциях испытывают подобные тепловые нагрузки ($0.1–1.5 \text{ МВт/м}^2$) и надежно эксплуатируются годами. Однако особенности поддержания водородной горячей плазмы в магнитной ловушке приводят (помимо эрозионного износа стенок под воздействием плазмы) к появлению существенных пространственно-временных неоднородностей в распределении этой нагрузки, что драматически усложняет проблему.

Стационарные тепловые нагрузки

Необходимость обеспечения “чистоты” плазмы привела к использованию дивертора как фактически безальтернативного способа контроля примесей в плазме. Максимальная неоднородность распределения тепловых нагрузок связана с наличием дивертора.

Дивертор вынужденно концентрирует значительную долю тепла и примесей из плазмы в узком слое для выноса сквозь относительно узкую горловину в разрядной камере в удаленную диверторную камеру для теплосъема и откачки примесей. Плотность тепловой нагрузки на диверторную мишень (табл. 1, строка 18) по сравнению со средней вырастает более чем в 60 раз, а для ее “распушения” требуется пространство, которое в токамаке в жестком дефиците. Создание надежной диверторной мишени является наиболее сложной задачей проектирования, а исследование способов снижения пространственного пикирования нагрузки в диверторе является одной из главных задач для TRT. Поскольку в дивертор может выноситься от 40 до 90% тепла, теряемого основной плазмой, то он может, помимо своей основной функции по контролю примесей, быть серьезным подспорьем для снижения тепловых нагрузок на трудно заменяемую первую стенку. При этом диверторная мишень выступает в качестве жертвенной структуры, которая из-за очень высоких нагрузок, очевидно, будет иметь ограниченный ресурс и подлежит регулярной замене. Эту замену, в виду компактности диверторной мишени и ее расположенности на периферии внутрикамерных систем токамака, возможно осуществить через специальные диверторные патрубки, не затрагивая основные системы токамака. Так выглядит традиционный подход к распре-

Таблица 1. Параметры токамаков важные для проектирования ОПК

		TRT-2020	DEMO-EU	DTT	ITER	JT-60SA	T15-МД	AUG	WEST	JET	EAST	D-IIID
1.	Большой радиус плазмы R , м	2.15	9	2.15	6.2	3	1.48	1.65	2.5	3	1.85	1.67
2.	Малый радиус a , м	0.6	2.8	0.7	2	1.14	0.67	0.5	0.5	1.25	0.45	0.67
3.	Площадь первой стенки S_{FW} , м ²	80	1000	80	600	170	50	50	100	180	60	~50
4.	Магнитное поле на оси B_t , Т	7–8	5.8	6	5.3	2.25	2	2.4	3.7	3.4	3.5	2.2
5.	Ток плазмы I_{pl} , МА	4–5	20	6	15	5.5	2	1.5	1	4.8	1	3
6.	Длительность разряда $T_{discharge}$, с	100	10000	100	400	100	10	5	30	20	100	5
7.	Термоядерная мощность P_{fus} , МВт	$\ll P_{ah}$	2000	$\ll P_{ah}$	500	$< P_{ah}$	–	–	–	–	–	–
8.	Мощность допнагрева P_{ah} , МВт	40	50	45	50	41	23	27	16	35	30	27
9.	$P_{PFC} = (0.2P_{fus} + P_{ah})$, МВт	40	450	45	150	41	23	27	16	35	30	27
10.	$P_{Sep} = (0.5 - 0.9)P_{PFC}$, МВт	32	230	36	~100	32	17	21	12	28	23	20
11.	$P_{Div} = (0.6 - 0.9)P_{Sep}$, МВт	26	170	30	90	25	14	17	10	22	18	16
12.	P_{PFC}/S_{FW} , МВт/м ²	0.5	0.45	0.56	0.25	0.24	0.46	0.54	0.16	0.2	0.5	0.54
13.	$(P_{PFC} - P_{Div})/S_{FW}$, МВт/м ²	0.17	0.28	0.19	0.1	0.05	0.18	0.2	0.06	0.07	0.2	0.22
14.	P_{sep}/R , МВт/м	15	25	16.7	16	10	11	12.7	4.8	9.3	12.4	12
15.	Ширина диверторного слоя на экваторе $\lambda_{q\text{midplane}}$, [7] мм	1.5	1	2	2					3.5		
16.	BP_{sep}/R , МВт Т/м	112	145	100	85	23	22	30	18	32	43	26.4
17.	Зазор плазменная стенка Δ_{Sep-FW} , мм	50 in 170 out		30 in	100 in 150 out							
18.	Пиковая нагрузка на дивертор (без газовой мишени) $Q_{Div, no rad}$, МВт/м ²	30–40	50–70	20–40	20–40							

делению тепла между дивертором и первой стенкой. Оптимальное соотношение мощности в дивертор и на первую стенку, а также способы влияния на это соотношение будут предметом изучения на TRT. На первой стенке в современных токамаках также, к сожалению, реализуется режим неоднородного теплового нагружения. Так, например, в H-режиме удержания основной плазмы, который считается основным для реали-

зации термоядерного горения, в частотном режиме развиваются неустойчивости краевых мод (ELM's), когда трубчатые сгустки турбулентной плазмы могут сравнительно легко двигаться поперек магнитного поля и выносить на первую стенку значительную мощность. Так в токамаке ИТЭР при средней по площади тепловой нагрузке на первую стенку 0.1 МВт/м² (строка 13, табл. 1) нагрузки на ту же стенку на локальных участ-

ках, рассредоточенных по значительной части первой стенки, могут достигать в среднем по времени до 4.7 МВт/м^2 квазистационарной нагрузки [8], что не позволяет рассчитывать на длительный ресурс и несменяемость первой стенки. Отработка физических методов смягчения параметров краевых мод или избавление от них является важной частью экспериментальной программы TRT. Использование защитных лимитеров и возможность значительного радиального удаления основной стенки от плазмы в глубокую тень (см. строчку 17 в табл. 1) также возможно позволит локализовать эти нагрузки и обеспечить сменяемость компактных лимитеров по аналогии с диверторной мишенью, обеспечивая долгосрочный ресурс основной части первой стенки.

Переходные тепловые режимы

Помимо пространственной неоднородности теплового нагружения ОПК не меньшие проблемы создают импульсные переходные режимы теплового воздействия, вызванные такими неустойчивостями в плазме как вертикальные смещения, срывы, убегающие электроны. В этих режимах на непродолжительное время ($0.01\text{--}0.1 \text{ с}$) на локальных участках тепловая нагрузка на стенку достигает таких величин, что неминуемо приводит к оплавлению любого облицовочного материала. Также как и в случае с краевыми модами требуется найти физические способы смягчения или устранения этих режимов или использовать заменяемые жертвенные защитные лимитеры, предохраняющие основную первую стенку.

Опыт других реализованных проектов токамаков говорит о том, что полная проектная мощность дополнительного нагрева плазмы, а, следовательно, и максимальная энергонагруженность обращенных к плазме поверхностей достигаются не сразу. Для этого, помимо экономических, существуют и технические причины. Оперировать с максимальной мощностью надо научиться, проходя постепенно через промежуточные значения параметров, которые также представляют безусловный интерес как с точки зрения физики плазмы, так и инженерных систем токамака. Поэтому с момента начала работы токамака до момента достижения им максимальной мощности происходит поэтапный ее рост и проходит значительный (от 3 до 10 лет) промежуток времени. Поэтому, целесообразно, рассматривая поэтапное соответствие между мощностью токамака и возможностями ОПК для последующего достижения максимальной мощности, проектировать стартовый комплект ОПК на половинную мощность $20\text{--}25 \text{ МВт}$, при которой все программные установки проекта начинают постепенную реализацию, но при этом снижаются как финансовые риски, так и технические. При переходе к

мощности в 45 МВт возможно придется спроектировать и изготовить новый комплект ОПК. Однако нельзя исключать, что успешные эксперименты, обозначенные ниже, позволят сохранить изначальный комплект ОПК, лишь “освежив” отдельные ее элементы.

Стоит наполнить более предметным содержанием программную установку проекта в области демонстрации устойчивой работы токамака при высокой средней энергонагруженности стенок, на уровне не менее 0.2 МВт/м^2 . Эта демонстрация не сводится к чисто эксплуатационной фазе (с набором статистики повреждений в различных частях ОПК), а распадается на ряд исследовательских подзадач, часть из которых обозначена ниже:

- снижение пиковых нагрузок на компоненты до значений не выше максимальных проектных значений в 15 МВт/м^2 для дивертора, 3 МВт/м^2 для лимитеров и 1 МВт/м^2 для собственно ПС. Решение этой подзадачи обеспечивает необходимую работоспособность и долговечность конструкции и достигается различными мерами, такими как: тщательное профилирование обращенных к плазме поверхностей на этапе проектирования, монтажа и в процессе эксплуатации; максимальным удалением ППС от плазмы; формированием режимов газового дивертора и/или качанием сепаратрисы;

- дальнейшее снижение на фазе эксплуатации пикированности тепловой нагрузки на лимитерах и снижение числа ППС, на которых достигаются лимитерные нагрузки, и перевода их в статус “нормально-нагруженных” ППС. Решение этой подзадачи снижает поступление примесей в плазму, требования к скорости теплоносителя (а, следовательно, к общему расходу), обеспечивает экономию в случае вынужденной замены более нагруженных (а, следовательно, более рискованных) компонентов за счет сокращения их общего числа. Решение достигается обработкой режимов управления положением и формой плазмы, использованием локального напуска примесных газов или пеллетов, использованием литиевых устройств и другими методами, поиск и оптимизация которых является составной частью общей экспериментальной программы на токамаке;

- разработка методов и изучение последствий для параметров разряда глобального перераспределения поглощаемой мощности между ПС и дивертором. Разработка такой технологии является важным шагом на пути оптимизации технико-экономических показателей реакторов класса ДЕМО, минимизируя затраты на эксплуатацию и замену различных ОПК, максимальным образом увеличивая ресурс каждой составной части.

Примеси

Контроль примесей в токамаке является необходимым условием получения устойчивого разряда плазмы с высокими параметрами. Концентрация примесей в плазме должна быть минимальной, особенно это касается элементов с высоким атомным номером. Примеси увеличивают тепловые (излучательные) потери тепла из плазмы, мешая ее нагреву, а также вытесняют топливные компоненты, уменьшая их концентрацию и интенсивность реакции синтеза. Более того, неконтролируемое поступление примесей в основную плазму, их пространственная неоднородность и резкие изменения концентрации во времени вызывают развитие различного рода неустойчивостей, приводящих к прекращению разряда и высоким переходным тепловым нагрузкам на стенку, ее повреждающим. В свою очередь дизайн ОПК и режимы их эксплуатации влияют на интенсивность генерации примесей со стенок и их поступление в плазму. В токамаке TRT будут использоваться все известные способы обеспечения максимальной чистоты плазмы.

Для облицовки первой стенки используется бериллий, обладающий самым низким атомным номером среди всех твердых материалов. Опыт изготовления стенки с бериллиевой облицовкой для проекта ИТЭР, а также рекордные результаты по стойкости многослойной стенки под действием тепловых нагрузок, продемонстрированные на отечественных макетах и прототипах [9], позволяют в проекте TRT рассматривать бериллий как наиболее оптимальный выбор, по крайней мере, для начальной фазы эксплуатации токамака. В данном проекте для снижения рисков загрязнения плазмы ионами вольфрама, традиционно используемого для облицовки дивертора, будет также рассмотрена альтернативная схема дивертора, дающая шансы использовать бериллиевую облицовку. Использование бериллия в диверторе делает контактирующую с плазмой поверхность всех ОПК полностью бериллиевой, что позволяет на практике оценить предельные возможности твердотельных технологий. При рассматриваемых температурах поверхности, бериллий является твердым материалом, имеющим самый низкий атомный номер, и, в этом смысле, мало уступает литию, который имеет еще более низкий атомный номер, но находится в жидком состоянии. Не исключено, что успешное масштабное использование бериллия для снижения загрязнения плазмы позволит избежать использования лития, создающего серьезные дополнительные проблемы. До сих пор считалось, что использование бериллия при тепловых нагрузках более 5–10 МВт/м² не проходит главным образом из-за его низкой температуры плавления в сравнении с вольфрамом или графитом. Однако с точки зрения обеспече-

ния приемлемой температуры поверхности в качающейся мишени такая возможность просматривается. Повышенная по сравнению с вольфрамом ионная эрозия бериллия в значительной мере компенсируется поступлением бериллия с ПС и перенапылением. Легкая замена облицовки для качающейся мишени также смягчает проблему обеспечения длительного эрозионного ресурса. Кроме того, бериллий, в отличие от вольфрама, имеет коэффициент самораспыления меньше единицы в широком диапазоне условий его бомбардировки ионами [10], что позволяет варьировать параметры пристеночной плазмы в более широком диапазоне и не добиваться режима (который труднодостижим и вероятно небезопасен для основной плазмы [11–17]) с полностью оторванной плазмой в диверторе, который, по-видимому, неизбежен для вольфрамовой облицовки.

Конкурентом бериллия с точки зрения атомного номера является литий. С самого начала проекта ОПК в TRT закладывается возможность работы с жидким литием в разрядной камере. Особенности и этапы использования лития обсуждаются в соответствующем разделе.

Другим способом снижения генерации примесей является снижение тепловых нагрузок и температуры облицовки, тем самым уменьшение испарения и распыления примесных атомов. Помимо уменьшения пикированности тепловой нагрузки на отдельные компоненты или макроучастки для обеспечения их ресурса пристальное внимание будет уделяться предотвращению перегрева микроучастков, таких как края облицовочных плиток. В экспериментах на токамаках показано [18], что оптимизацией ширины зазоров между плитками и их ориентацией относительно магнитного поля пренебрегать нельзя. Сильный разогрев кромок плиток хоть и не сказывается на работоспособности компонента в целом, но является серьезным источником примесей.

Также требуется оптимизация формы, размеров и ориентации зазоров между отдельными ОПК и крупными элементами в каждом ОПК. Эти зазоры являются местом осаждения испаренных и распыленных примесных атомов, которые формируют пленки, которые в свою очередь со временем отшелушиваются и кусками попадают в плазму, приводя к опасным неустойчивостям. Местом роста пленок могут быть не только упомянутые зазоры, но и целые панели ОПК, расположенные в относительной тени и испытывающие положительный баланс при массопереносе/перенапылении атомов облицовки и других примесей в разрядной камере. Поэтому надо стремиться к обеспечению режимов равномерной эрозии всех панелей. Такие режимы можно организовать, только исключив плазменные неустойчивости (включая краевые моды) и убрав

лимитеры, ставшие излишними. Первая стенка в этом случае будет находиться под воздействием только довольно однородных потоков излучения и нейтралов перезарядки. Такой режим возможно реализуем, если справедлива и реализуема концепция обеспечения низкого рециклинга [19].

Современные токамаки, включая ИТЭР, в силу своего экспериментального характера вынуждены использовать широкий арсенал средств диагностики, нагрева и подпитки плазмы, что приводит к высокой степени перфорации стенки различными каналами и использованию различных функциональных материалов, плохо совместимых со сверхвысоким вакуумом. Используя опыт этих токамаков, возможно, удастся снизить количество таких каналов и материалов. Кроме того, во временно незанятые каналы и порты, которые, например, будут использоваться только для монтажа/демонтажа внутрикамерных устройств, целесообразно установить облицованные бериллием заглушки. В крупных портах, например, используемых для инъекции тоже не следует экономить на облицовке стенок этих каналов, по крайней мере, вблизи плазмы.

Отдельным, возможно самым эффективным, способом уменьшения степени взаимодействия плазма–стенка и, соответственно, генерации примесей нужно рассмотреть возможность снижения рециклинга частиц на стенках (см. параграф “контроль рециклинга” далее).

Наконец, должное внимание и затраты бюджета строительства должны быть предусмотрены для создания эффективной системы охлаждения.

Выбор теплоносителя

Стационарный (квазистационарный) режим работы ОПК достигается уже в первые 15–20 с работы реактора, что с учетом огромной общей мощности (40 МВт) и высоких локальных плотностей мощности (до 30–40 МВт/м²) требует активного охлаждения конструкции. Учитывая компактность проектируемого токамака, использование воды под давлением является безальтернативным. В мире опыт работы ОПК в режиме активного охлаждения имеется лишь на нескольких зарубежных машинах. В первую очередь такой опыт имеется на французском токамаке “ Tore Supra/WEST”, продолжают “набивать шишки” при работе с водой китайцы на токамаке “EAST”. Даже крупнейшие в мире токамаки “JET” и “JT-60SA” к настоящему времени имеют ограниченный опыт использования воды внутри вакуумной камеры, работа главным образом в теплоаккумулирующем режиме, когда условия эксплуатации трубок охлаждения (если таковые есть) сравнительно мягкие. Таким образом, при конструировании первой российской машины с ак-

тивным водяным охлаждением мы будем опираться на опыт этих команд, а также на промежуточный опыт проекта ИТЭР. Этот совокупный опыт требует от нас, в частности, минимизировать в контуре охлаждения число соединений разнородных металлов и обеспечить технологическую простоту, надежность, контролируемость и ремонтпригодность всех соединений. В проекте компактного TRT для всех компонентов, кроме классического дивертора, будут использованы стальные трубки охлаждения, что позволяет сделать весь контур охлаждения из единого материала и обеспечить надежные сварные соединения. Для токамака с длинным импульсом для минимизации поступления примесей в плазму необходимо обеспечить хорошее охлаждение различных внутрикамерных компонентов, находящихся не на первой линии с плазмой, но испытывающих “второстепенные” тепловые нагрузки, которые могут оказаться существенными для различных функциональных материалов менее стойких к перегреву и газовой выделению.

Газовая мишень

В качестве базового для TRT предложен ИТЭР-подобный вариант диверторной мишени (см. раздел “Конструкция традиционной диверторной мишени”), использующий водоохлаждаемую многослойную композицию W–Cu–Cu–CrZr–SS. Такая композиция, изготовленная по российским передовым технологиям, работоспособна при тепловых нагрузках до 15–20 МВт/м² и способна выдержать не менее 1000 разрядов. Первоначальные оценки теплового потока на дивертор без принятия специальных мер по его снижению дают значения выше 30 МВт/м² [2].

На сегодня наиболее популярный подход к снижению этих нагрузок, в том числе в проекте ИТЭР – реализация режима газовой мишени, которая создается вблизи точки пересечения сепаратрисы с вертикальной мишенью посредством комплекса специфических мер, и служит для упреждающего рассеяния значительной мощности диверторной плазмы в плазменно-газовом облаке прежде, чем плазма достигнет вертикальной мишени. Применяемые меры: поддержание повышенного давления нейтралов в диверторной камере, использование конструктивных элементов (дом и отражающие мишени) для обеспечения дополнительной циркуляции нейтралов вблизи мишени, подача в диверторную плазму примесных газов (неон, азот и т.п.), обеспечивающих повышенные потери тепла из плазмы излучением и другие. В экспериментах на токамаках показано [11–17], что газовая мишень может снизить нагрузку на пластины дивертора, но получаемый режим нестабилен, а эффективность экранировки падает по мере увеличения мощности в

диверторной плазме. В работах также отмечено, что увеличение эффективности (более высокая плотность нейтралов и примесного излучающего газа) газовой мишени имеет ограничения, связанные с тем, что обратный поток нейтралов и примеси в основную плазму может привести к ее коллапсу по тому или иному механизму. Это обстоятельство, например, применительно к TRT, работающем в номинальном режиме (ток 5 МА, мощность допнагрева 40 МВт), не позволяет безопасно для основной плазмы снизить пиковую нагрузку на дивертор до значений $\leq 10 \text{ МВт/м}^2$ посредством плотной газовой мишени [2]. По этой причине в TRT проектной пиковой тепловой нагрузкой на дивертор принято значение 15 МВт/м^2 , что в полтора раза выше, чем в ИТЭР.

Таким образом, изучение физики газового дивертора для определения пределов применимости этого подхода, в том числе, с учетом условий ИТЭР и ДЕМО-реактора является одной из основных задач проекта. Для адекватного моделирования этих условий требуется достижение ряда параметров. Усредненная энергонапряженность мишени пропорциональна P_{sep}/R (мощность плазмы в диверторном слое деленная на большой радиус плазмы). Плотность потока энергии в диверторном слое и на мишени, кроме того, зависит еще от ширины диверторного слоя, а она, согласно некоторым оценкам [20], обратно пропорциональна величине магнитного поля. Из табл. 1 видно, что по параметру P_{sep}/R и BP_{sep}/R (строки 14 и 16) токамак TRT, наряду с токамаком DTT, превосходит действующие токамаки, не уступает ИТЭР и является наилучшим приближением к ДЕМО для изучения условий реализации газового дивертора.

По мере истечения плазмы к мишени диверторный слой становится шире как за счет ослабления полоидального поля ("распушение" магнитных поверхностей), так и за счет поперечной диффузии. Длина силовой линии от экватора до точки пересечения с мишенью (следовательно, и степень диффузионного расширения) зависят также от размеров диверторной камеры и геометрии полоидального поля в этой камере. Эффективная плотность газовой мишени также повышается по мере удлинения силовой линии. В этом смысле большое пространство, зарезервированное под диверторную камеру, позволит варьировать (при размещении нескольких дополнительных полоидальных катушек внутри камеры) диверторную конфигурацию и менять условия, влияющие на эффективность газовой мишени. На стартовом этапе будут установлены только 2 из них, достаточные только для качания сепаратрисы. На последующих этапах проекта участки первой стенки (баффлы), формирующие горловину диверторной камеры, предполагается вы-

полнить отдельно от ППС в рядах № 1 и 10 (см. рис. 1). Также конструктивно будет обеспечена возможность изменения ширины диверторной горловины независимо от остальных ОПК и, тем самым, будет варьироваться эффективность плазменного затвора, препятствующего нежелательному поступлению нейтралов в основную плазму из диверторной камеры.

Контроль рециклинга

Еще одним важным механизмом контроля примесей и снижения нагрузок на стенки является контроль рециклинга, т.е. контроль вероятности вернуться обратно в плазменный шнур частицам, покинувшим плазму и затем нейтрализованным и охлажденным после контакта со стенками или газовой диверторной мишенью. Существуют соображения [19], которые еще нужно проверять, что снижение коэффициента рециклинга ниже 50% может существенно улучшить энергобаланс и удержание плазмы, а также кардинально снизить тепловые и корпускулярные нагрузки на первую стенку, в том числе связанные с неустойчивостями плазмы. В токамаке с дивертором для снижения рециклинга надо резко увеличить откачку нейтральных частиц из диверторной камеры. Сделать это вакуумными насосами практически невозможно, но может помочь использование лития, обладающего высокой поглощательной способностью к водороду. В отсутствие газовой мишени, которая из-за высокой плотности нейтралов в диверторе не совместима с режимом низкого рециклинга, тепловые нагрузки на диверторную мишень очень высокие, чтобы использовать литий непосредственно на диверторной мишени. Для нейтрализации и теплосъема потоков плазмы необходимо будет использовать качание сепаратрисы или мишени. Но можно провести эксперименты по откачке водорода на литиевых панелях, находящихся в зонах отраженных/рассеянных потоков тепла и частиц. Возможность и целесообразность проектного обеспечения такого эксперимента будет проработана на последующих этапах проектирования.

Качание сепаратрисы

Если газовая мишень будет недостаточно эффективна, то плотность теплового потока на мишень в пике может достигать в компактном TRT значений в $30\text{--}40 \text{ МВт/м}^2$, что несовместимо с традиционными лучшими твердотельными решениями, разработанными в рамках проекта ИТЭР. Выходом из положения могли бы стать меры по обеспечению вынужденного качания сепаратрисы в зоне ее пересечения с традиционной мишенью таким образом, чтобы пиковая нагрузка довольно быстро перемещалась вверх-вниз вдоль

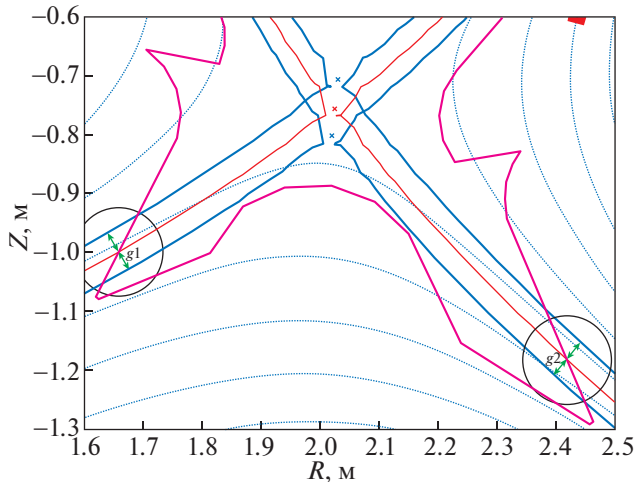


Рис. 2. Ветви сепаратрисы для базовой конфигурации (красный цвет) и ветви сепаратрисы (синий цвет), смещенные на величины $d_{sep} \approx \pm 75$ мм с частотой $f_{sep} = 1$ Гц, g_1, g_2 – управляемые параметры для качания ветвей.

мишени, приводя к результирующему “размазыванию” нагрузки на большую площадь. Тепловые расчеты, выполненные в рамках проекта TRT [21], показали, что необходимый эффект “размазывания” достигается при следующих частотах и амплитудах качания: $\nu \geq 0.5$ Гц, $A \geq \pm 5$ см. На рис. 1 показаны две полоидальные катушки, встроенные внутрь диверторной камеры, расположенные так, чтобы, в первую очередь, не препятствовать установке и замене касет дивертора и, во вторую, обеспечивать эффективное качание ветвей сепаратрисы. Эти катушки предполагается установить уже на первоначальном этапе.

Качание ветвей сепаратрисы обеспечивается с помощью системы управления на обратных связях. В качестве управляемых сигналов g_1, g_2 были выбраны минимальные плоскопараллельные отклонения ветвей сепаратрисы в процессе качания от точек пересечения ветвей базовой сепаратрисы с диверторными мишенями (страйк-точки). Если задать программу поведения этих параметров в виде синусоидальных колебаний различной частоты и амплитуды, то система управления на обратных связях по этим сигналам выполняет эту программу и обеспечивает качание ветвей с заданными частотой и амплитудой. Амплитуды сигналов g_1, g_2 выбирались таким образом, чтобы максимальное отклонение страйк-точки от стандартного положения d_{sep} (на полоидальном срезе) составляло 75 мм.

Как показали исследования, качание ветвей сепаратрисы с частотой $f_{sep} = 0.5$ Гц и величиной $d_{sep} = 75$ мм можно осуществить основными полоидальными катушками без использования допол-

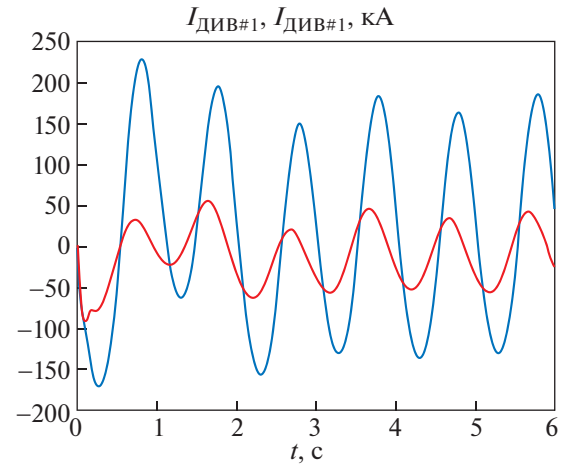


Рис. 3. Токи в обмотках $I_{ДИВ\#1}$ (синяя линия), $I_{ДИВ\#2}$ (красная линия) в процессе качания с частотой $f_{sep} = 1$ Гц.

нительных обмоток ДИВ#1, ДИВ#2. При этом колебания токов основных в катушках представляются допустимыми. Для осуществления качания с более высокой частотой уже не обойтись без встроенных обмоток.

На рис. 2 показаны ветви сепаратрисы для базовой конфигурации (красный цвет) и ветви сепаратрисы (синий цвет), смещенные на величины $d_{sep} \approx \pm 75$ мм с частотой $f_{sep} = 1$ Гц, а на рис. 3 необходимые для этого токи в дополнительных ДИВ#1, ДИВ#2 обмотках.

Предварительный анализ показал, что качание сепаратрисы с требуемыми параметрами и необходимыми токами в полоидальных катушках/обмотках вполне реалистично, а потому будет непременно протестировано в процессе экспериментов на токамаке TRT.

СТРАТЕГИЯ И ЭТАПЫ РАБОТЫ С ЛИТИЕМ

Использование лития в проекте ОПК токамака TRT – новая задача, связанная с необходимостью демонстрации стационарного режима разряда плазмы и высокой средней энергонагруженностью стенок. Литий, обладающий рядом уникальных характеристик (низкий атомный номер, хорошие показатели в качестве охладителя, жидкое состояние, облегчающее его “транспортировку” в реакторе для различных схем “обновления”), возможно, может помочь в решении проблемы “первой стенки” [22].

Использование лития в токамаке потенциально несет новые риски для машины и экспериментальной программы. Эти риски связаны с такими особенностями лития как:

- высокое давление насыщенных паров при нагреве (нежелательное “загрязнение” всей рядной камеры);
- расплескивание металла в плазму под действием электромагнитных и гравитационных сил (опасность срывов плазмы);
- активное взаимодействие с другими материалами (растворение меди, “захоронение” водорода и т.п.);
- сложность обеспечения рециркуляции (сбора распыленного) лития;
- взрывоопасность при взаимодействии с водой.

Поэтому предполагается постепенное увеличение присутствия лития в камере по весовым характеристикам, охватываемым площадям стенки, температурным режимам его использования. Для получения базы сравнения характеристик различных режимов удержания плазмы (в том числе с другими установками) первые годы работы токамака (при наличии почти полной проектной мощности дополнительного нагрева) литий использовать не будет.

Этапы работы с литием

На первом этапе работы с литием, очевидно, следует начать с исследования влияния “декоративных” возможностей лития (“кондиционирование” стенок литием) на снижение опасных примесей в плазме и возможного улучшения режимов удержания. Первый подход предполагает средства, позволяющие доставлять микроскопические (для постепенного повышения концентрации Li в плазме и определения критической) количества металла в плазму. Это можно делать с помощью испарителей (за счет нагрева от плазмы и/или принудительным нагревом) или с помощью инжекторов микрочастиц. Последний способ позволяет в определенной степени влиять на профиль распределения лития в плазме (а также плотности и температуры собственно плазмы), что полезно для оптимизации режимов удержания. Второй подход связан с последовательным нанесением “экранирующего” слоя лития на различные ОПК (компонента за компонентой) для выявления их влияния на поступление примесей в плазму и возможностей лития для контроля этих процессов. Для этого также потребуются, например, испарители лития, позволяющие создавать тонкие (толщиной максимум до 10 мкм) “экранирующие” покрытия с разумным пространственным разрешением для нанесения локальных экранов. На данном этапе, по-видимому, можно и желательно обойтись небольшим (<100 г) количеством лития внутри камеры. Для улучшения возможностей контроля пространственного распределения лития в плазме, на ее

границе и на стенках, по-видимому, надо иметь возможность расположения литиевых устройств в нескольких местах по большому и малому обходу плазмы для режимов *in situ*, или использовать манипулятор для операций в промежутках между импульсами. На данном этапе специальные устройства сбора лития *in situ* в токамаке в силу его незначительных количеств не предусмотрены, но по мере необходимости при остановке реактора будет производиться полная очистка камеры и всех внутрикамерных устройств от лития и его продуктов. Продолжительность первого этапа исследований может составить не менее 2–3 лет.

На втором этапе работы с литием можно начать исследования схем использования лития в режиме защитного возобновляемого/подпитываемого покрытия, обеспечивающего эрозионный ресурс тепловоспринимающей компоненты, без функций активного теплоотвода (для последнего требуются испарение или прокачка существенных количеств металла, что на ранних стадиях работы токамака TRT представляется нецелесообразным). Примером такой схемы может служить капиллярно-пористая структура (КПС) на охлаждаемой подложке [22]. На данном этапе надо попытаться обойтись безопасным количеством лития внутри камеры, чтобы вопросы обеспечения сохранности установки и безопасности персонала не отнимали много ресурсов. По-видимому, испытываемые устройства для ПС (верхняя и/или наружная стенки) сначала надо располагать в зоне экваториальных патрубков ВК, обеспечив перемещения этих устройств относительно плазмы, в том числе дистанционно. Для расчетов конструкции устройств величину теплового потока на первую стенку следует варьировать в диапазоне от 1 до 5 МВт/м². Унос тепла в стационарной фазе разряда должен осуществляться традиционным теплоносителем (вода, гелий), а температуру поверхности жидкого лития желательно удерживать ниже ~400°C. Выбор материала охлаждаемой подложки для данной схемы является большой проблемой (медь в контакте с литием запрещена, стали имеют недостаточную теплопроводность и термочувствительность). Временным решением для экспериментальной установки TRT может быть использование тугоплавких металлов (тантал, молибден, ванадий) или медная подложка с тонкой (0.1–0.5 мм) плакировкой из нержавеющей стали. Испарение лития в таких устройствах допустимо только изредка и кратковременно, например, в режиме срыва плазмы. Если на ПС будут в непрерывном режиме высаживаться краевые моды (ELM's), то использование схемы защитного литиевого слоя на поверхности становится проблематичным. Действие испарительного механизма защитной реакции ПС на краевые моды приведет к появлению практиче-

ски квазистационарного потока лития со стенки, который основная плазма вряд ли потерпит. Собственно, изучение пределов применимости данной схемы для ПС и дивертора является предметом литиевой программы на данном этапе экспериментов на TRT.

В зоне дивертора (расчетная тепловая нагрузка на мишень $10\text{--}20\text{ МВт/м}^2$) применение подобных защитных схем, по-видимому, приведет к существенно более высоким по сравнению с ПС температурам поверхности жидкого лития, а проблема выбора материала подложки становится практически не решаемой. Если для неподвижного лития не удастся предложить схему, обеспечивающую температуру поверхности менее $600\text{--}700^\circ\text{C}$ (предельное давление паров лития в диверторе $10\text{--}100\text{ Па}$), то потребуется схема перемещения/обновления пленки (в тень для теплообмена) за время масштаба секунды или быстрее, что приведет к скоростям транспортировки не менее 0.2 м/с . При умеренных скоростях движения лития на поверхности мишени ($\leq 1\text{ м/с}$) требуется обеспечение гладкой поверхности, так как набегающий поток плазмы/тепла в диверторе падает на поверхность по касательной и имеет очень высокую (нормально к потоку плазмы) плотность ($\geq 100\text{ МВт/м}^2$), и любые неоднородности на поверхности металла (волны, например) приведут к недопустимо сильному испарению лития. Это означает, что свободные поверхности медленно текущего металла вряд ли работоспособны. Реализация более высоких скоростей движения металла позволяет смягчить требования к “гладкости” мишени, но в условиях магнитных полей токамака является серьезным вызовом. Таким образом, устройства, которые можно предложить для дивертора являются довольно сложными и требуют тепловых и магнитногидродинамических (МГД) испытаний на симуляторах перед их установкой в токамак.

Рассмотренные выше защитные устройства являются источниками поступления лития в плазму и на обычные стенки. При длительной эксплуатации (эрозионный износ), а также в результате переходных (срывы плазмы, например) и аварийных режимов на незащищенных обычных стенках могут собираться заметные количества лития, который под воздействием гравитации и электромагнитных сил может неконтролируемым образом попадать в плазму и приводить к тяжелым срывам. Поэтому наряду с защитными устройствами (источниками) требуется спроектировать и продемонстрировать работоспособность в условиях токамака неких коллекторных устройств, препятствующих неблагоприятному накоплению лития внутри разрядной камеры, особенно на верхних ППС.

Несомненную важность в разработке и испытаниях вышеперечисленных технологий и элементов литиевых устройств имеет их применение в будущих экспериментах на токамаке T-15MD.

На третьем этапе работы с литием можно провести испытания крупномасштабных литиевых устройств, которые выборочно замещают отдельные секции ПС и/или диверторной мишени. Потребуются заметные объемы лития ($> 1\text{ кг}$) и соответствующие меры безопасности (например, модернизация системы охлаждения для минимизации последствий взаимодействия лития с водой). Испытания полноразмерных секций в условиях реальной плазмы в сильных магнитных полях (в том числе переменных) и с плазменным “ветром” не могут быть проведены на симуляторах и представляют большой интерес с плазмофизической, технической и представительской позиций.

Варианты компоновки и исполнения литиевых устройств

Ввиду низкой допустимой температуры поверхности лития в основной разрядной камере (менее $400\text{--}500^\circ\text{C}$) и относительно низкой (менее $30\text{ Вт/м}\cdot\text{град}$) теплопроводности доступных материалов для охлаждаемой водой подложки целесообразно использовать устройства, которые в стационарном режиме находятся в зоне низких тепловых потоков на поверхность (менее 1 МВт/м^2). В то же время при кратковременных (менее 1 с) переходных процессах за счет испарения лития эти устройства могут защитить расположенные ниже или находящиеся в их тени элементы конструкции ПС. Испарение лития вызовет гашение плазмы, но такие переходные процессы как вертикальные смещения или “убегающие” электроны (может быть также срывы и особые краевые моды) в любом случае приводят к прекращению разряда. Предлагаемые защитные устройства при этом позволяют сохранить ПС, предотвратив ее прожиг “убегающими” электронами или глубокое оплавление облицовки при вертикальных смещениях плазмы.

С учетом вышеизложенного представляют интерес попытки спроектировать, испытать на симуляторах и установить на TRT опытные лимитерные устройства на основе КПС.

Эти же устройства при необходимости могут служить испарителями лития в плазму для декоративных целей (см. первый этап работ с литием). За счет использования более горячей воды из специального контура, используемого для прогрева стенок при обезгаживании реактора ($T = 170^\circ\text{C}$), можно поддерживать на поверхности этих устройств в рабочем режиме с учетом действующей

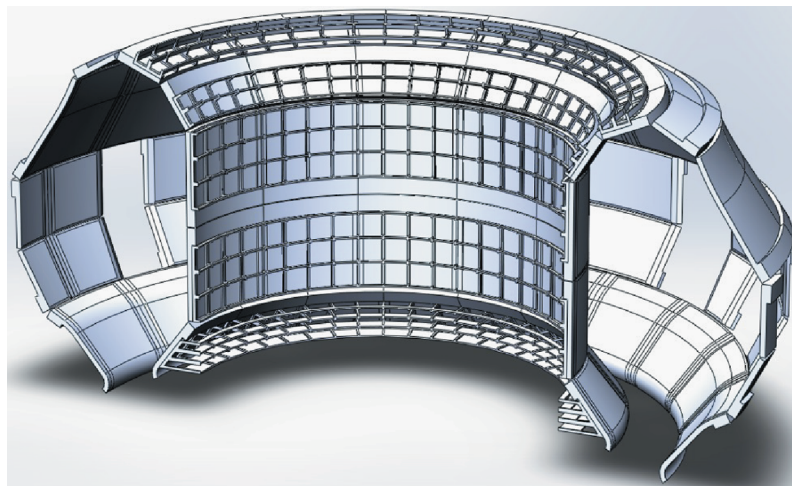


Рис. 4. Конфигурационные 3D-модели ППС компактного TRT.

щих тепловых нагрузок температуру в районе 300–400°C.

КОНСТРУКЦИЯ ПАНЕЛЕЙ ПЕРВОЙ СТЕНКИ

Профиль обращенной к плазме поверхности ПС разработан в условиях обеспечения согласованного сопряжения с профилем плазмы (сепаратрисой) и другими смежными системами: ВК с патрубками и ВПС. Профиль ПС в полоидальном направлении разделен на десять рядов и спроектирован, по возможности, конформно плазме (серапатрисе) с учетом ограничений в виде технологических особенностей изготовления (фасетированный профиль); сопряжения с внутренней стенкой ВК при необходимости размещения питающих трубопроводов и раздающих коллекторов. В свою очередь, каждый ряд ПС в тороидальном направлении разделен на отдельные панели ПС (ППС), количество которых определено, базируясь на ограничениях по размерам патрубков ВК и массогабаритным параметрам ППС. Таким образом, ПС компактного TRT состоит из 156 шт. отдельных панелей с бериллиевой облицовкой и активным водяным охлаждением (см. рис. 4). По своему функциональному назначению все ППС делятся на следующие виды: защитные ППС, лимитеры (старт-лимитер, защитный лимитер), баффы (горловина диверторного объема).

В проекте компактного TRT доступная толщина слоя ПС + зазор до плазмы (например, минимальная толщина на внутреннем обходе ВК 150 мм) получается существенно меньше аналогичной толщины в проекте ИТЭР (~600 мм в аналогичном месте). Учитывая стремление максимально удалить материальные поверхности ПС от плазмы и минимизировать количество необлицо-

ванной бериллием поверхности, обращенной к плазме, мы вынуждены проектировать панели относительно тонкими. При этом отсутствует возможность выполнить конструкцию крепления и подключения к водяному контуру по принципу, разработанному для ППС ИТЭР, где доступ к элементам крепления и патрубкам системы охлаждения организован через узкий и глубокий паз со стороны, обращенной к плазме поверхности.

Крепление к ВК и подключение к контуру водяного охлаждения ППС компактного TRT осуществляется по бокам панели в тороидальном направлении. Зона расположения крепежных элементов и патрубков системы охлаждения двух соседних (в ряду) ППС закрывается одной защитной вставкой, которая также является обращенным к плазме элементом (ОПЭ) и подключается к контуру водяного охлаждения обеих соседних ППС (подача теплоносителя из коллектора одной ППС, отвод – в коллектор другой ППС). Для получения доступа к элементам крепления, в случае необходимости замены ППС, защитные вставки с двух сторон от панели должны быть демонтированы (см. рис. 5).

Защитные вставки, закрепление которых является менее надежным по сравнению с регулярными ОПЭ, “утоплены” дальше от плазмы относительно регулярных ОПЭ, что позволяет несколько снизить нагрузки от плазмы. В связи с этим, крайние ОПЭ, граничащие с защитными вставками, профилируются с наклоном так, чтобы закрыть боковые торцы бериллиевых плиток (и снизить тепловую нагрузку на них).

Подключение ППС к магистральным трубам (подвод/отвод) осуществляется при помощи коннекторов, имеющих сквозной проход со стороны обращенной к плазме поверхности для выполнения кольцевого сварного шва изнутри, далее

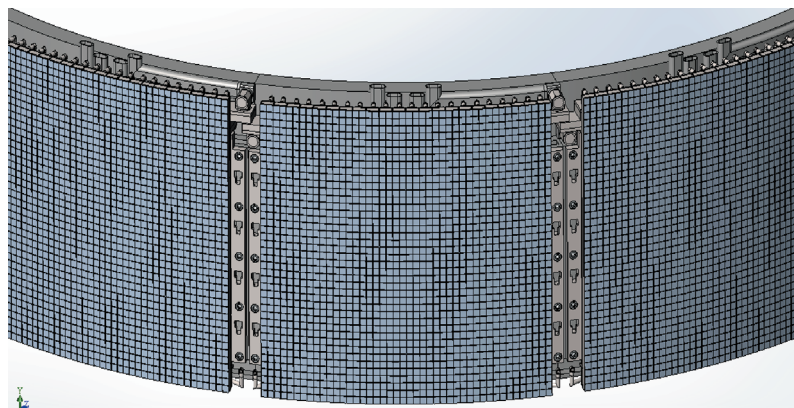


Рис. 5. Крепление ППС и использование защитной вставки: элементы крепления открыты.

входное отверстие в коннекторе заваривается круглой заглушкой (рис. 6).

КОНСТРУКЦИЯ ТРАДИЦИОННОЙ ДИВЕРТОРНОЙ МИШЕНИ

Классический дивертор компактного TRT построен по стандартной для дивертора закрытого типа ω -образной схеме, позволяющей эффективно поглощать поток мощности, идущий из плазмы как в виде заряженных и нейтральных частиц, так и в виде излучения. В конструкции дивертора для начального этапа работы токамака предусмотрена определенная защита от влияния лития, тем не менее, он не приспособлен для работы в условиях значительного его присутствия.

Классический дивертор токамака формируется из 54 отдельных сборок-кассет, состоящих из корпуса кассеты, прикрепленных к нему обра-

щенных к плазме элементов (ОПЭ), а также труб, обеспечивающих переток охлаждающей воды между ОПЭ и корпусом кассеты. Общий вид классического дивертора со стороны плазмы приведен на рис. 7. Все 54 кассеты классического дивертора полностью идентичны, за исключением их диагностического оснащения.

Корпус кассеты представляет собой сварную коробчатую конструкцию из стали AISI 316L. На корпусе кассеты имеются приварные крепления для фиксации на них ОПЭ методом штифтования. Откачка нейтрализованного газа из приватной области дивертора осуществляется через окна, предусмотренные в обоих плечах корпуса кассеты дивертора. На данном этапе корпус кассеты разработан только предварительно.

Корпус кассеты классического дивертора приведен на рис. 8.

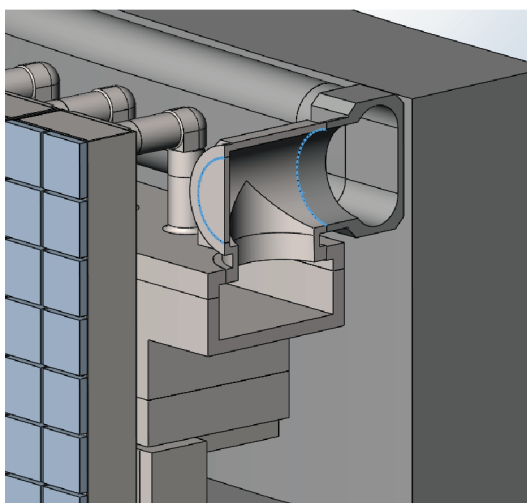


Рис. 6. Сварные швы (выделены синим) в гидравлических коннекторах ППС.

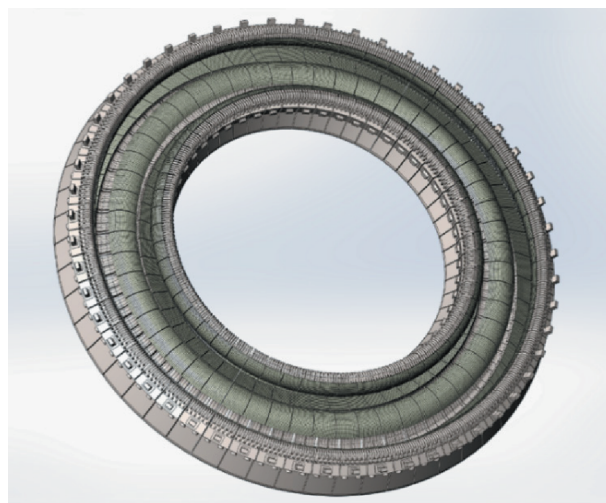


Рис. 7. Классический дивертор из 54 кассет, общий вид.

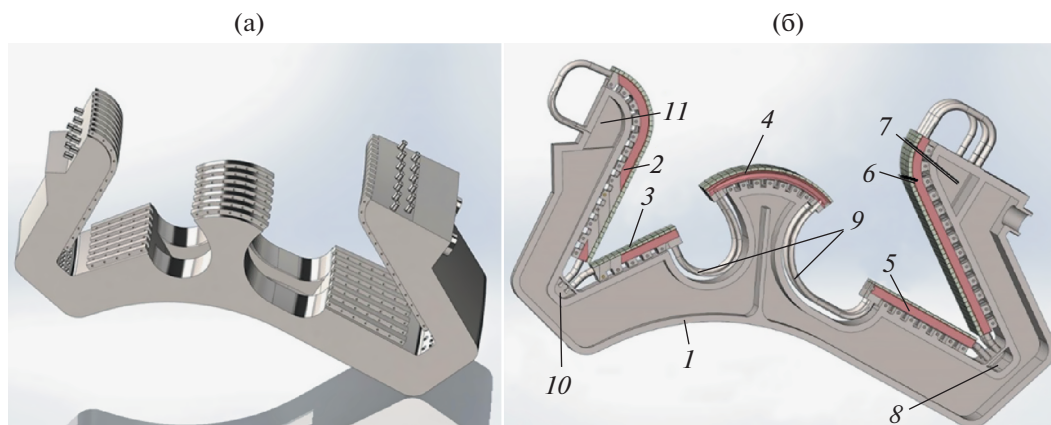


Рис. 8. Корпус кассеты классического дивертора (а) и продольное сечение кассеты в сборе (б). 1 – корпус кассеты; 2 – ОПЭ ВВМ; 3 – ОПЭ ВОМ; 4 – ОПЭ купола; 5 – ОПЭ НОМ; 6 – ОПЭ НВМ; 7 – входной коллектор НВМ; 8 – Переливной коллектор НВМ; 9 – трубы $\text{Ø}15 \times 1,5$ мм; 10 – переливной коллектор ВВМ; 11 – входной коллектор ВВМ.

Обращенные к плазме поверхности дивертора сформированы пятью компонентами: внутренней и наружной вертикальными мишенями (ВВМ и НВМ), внутренней и наружной отражающими мишенями (ВОМ и НОМ) и куполом. Вертикальные мишени служат для приема идущих из плазмы высокоэнергетических частиц и их нейтрализации. Многократное переотражение потока этих частиц между вертикальными и соответствующими отражающими мишенями создает в объеме между ними газовое облако, позволяющее осуществить отрыв плазмы от вертикальных мишеней, уменьшая тем самым воспринимаемую ими тепловую нагрузку. Купол дивертора, в свою очередь, перехватывает поток высокоэнергетических частиц, идущих в дивертор из плазмы при опускании по каким-либо причинам сепаратрисы ниже нижней границы вертикальной мишени, а также ограничивает отток нейтрализованных в диверторе частиц обратно в плазму. Каждая кассета содержит 39 ОПЭ – по 7 ОПЭ ВВМ, ВОМ, купола и НОМ, и 11 ОПЭ НВМ.

Основания – теплоотводы ОПЭ классического дивертора – представляют собой прямые или изогнутые бруски из хром-циркониевой бронзы БрХ1Цр с каналами охлаждения $\text{Ø}12$ мм. Для защиты бронзы от лития вся ее внешняя поверхность, за исключением обращенной к плазме, плакируется нержавеющей сталью толщиной 0.3 мм.

Обращенная к плазме поверхность всех ОПЭ облицовывается вольфрамовыми плитками с медным подслоем толщиной 1–2 мм. Наличие относительно мягкого медного подслоя на облицовочных плитках необходимо для снижения термомеханических напряжений между вольфрамом и бронзой, коэффициент теплового расширения которых отличается почти в три раза. В ка-

честве способа присоединения облицовочных плиток к основаниям предполагается высокотемпературная вакуумная пайка никелевым припоем. Перед пайкой медный подслоя всех облицовочных плиток со всех сторон гальванически покрывается никелем толщиной 9 мкм. Общий вид ОПЭ классического дивертора приведен на рис. 9.

Охлаждение ОПЭ и корпуса кассеты дивертора будет осуществляться деминерализованной водой с давлением на входе в кассету около 30 бар и температурой в районе 70°C . Из условия, что скорость протока воды по ОПЭ наиболее нагруженной наружной вертикальной мишени должна составлять порядка 10 м/с, расход воды через одну кассету будет составлять 12.5 л/с.

Основываясь на российском опыте проекта ИТЭР можно сказать, что изготовленный по российским технологиям представленный дивертор будет надежно (тысячи разрядов) работать при пиковой тепловой нагрузке до $15 \text{ МВт}/\text{м}^2$. Ограниченное число разрядов (несколько сотен) мишень также выдержит при нагрузке до $20\text{--}25 \text{ МВт}/\text{м}^2$.

АЛЬТЕРНАТИВНЫЙ ВАРИАНТ ДИВЕРТОРНОЙ МИШЕНИ

Аргументации в пользу разработки альтернативного варианта (в силу его новизны) и его описанию в данной статье уделено больше внимания, чем этот вариант реально занимает в разрабатываемом проекте. Базовый традиционный вариант диверторной мишени, представленный выше, имеет ряд существенных (порой критических) недостатков, которые проанализированы ниже.

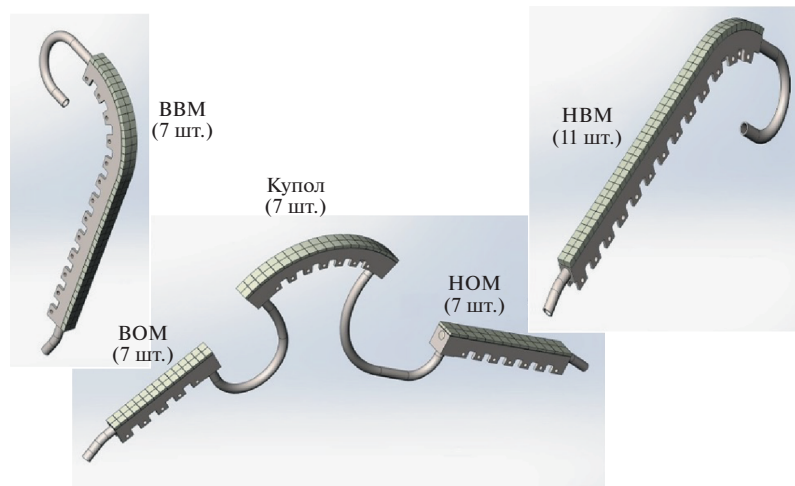


Рис. 9. ОПЭ классического дивертора.

Высокая стоимость аварийной или плановой замены

В экспериментальном реакторе TRT одной из основных является задача изучения методов снижения тепловых нагрузок и последствий их воздействия на ОПК как в основном, так и в переходных режимах плазмы. При экспериментах неизбежны критические режимы теплового нагружения, при которых базовый вариант мишени испытывает существенные повреждения. Наиболее вероятной причиной повреждения могут быть потеря/повреждение облицовочной плитки и появление усталостной трещины и протечки в бронзовой трубке охлаждения. Электромагнитные нагрузки в аномальных режимах также могут повредить элементы теплоотводящей структуры, например, в местах многочисленных сварных соединений. Тепловое воздействие при срывах плазмы или неконтролируемых ELM's также может повредить облицовку. В случае критического повреждения в одном из многочисленных трубчатых элементов мишени (всего около 2000 трубчатых элементов и 50000 вольфрамовых плиток) придется извлекать соответствующую кассету. Каждая из 54 кассет имеет входной и выходной трубопроводы для воды, при разрезании которых кассеты в определенном порядке по одной могут извлекаться из реактора через ограниченное число нижних горизонтальных патрубков, зарезервированных для этих целей. Через каждый из этих патрубков планируется устанавливать/извлекать по 9 кассет дивертора. В худшем случае для извлечения кассеты, находящейся на максимальном удалении от патрубка, для ее замены придется извлечь в общей сложности 4 кассеты. Для демонтажа и повторного монтажа тяжелых кассет потребуется разработка специальных грузообрабатывающего и сваривающих устройств. Время не-

обходимое для замены кассеты с каким-либо повреждением (критическим может оказаться даже повреждение/потеря одной облицовочной плитки) может привести к месячной остановке реактора и большим затратам.

Проблема совместимости с литием

В реакторе TRT предусматривается использование лития в качестве перспективного материала для контроля взаимодействия плазмы со стенками и обеспечения длительных разрядов плазмы. В большинстве предполагаемых схем использования литиевых устройств температура лития будет находиться в диапазоне от 200°C (нижний предел для обеспечения расплава) до 700°C (по-видимому, верхний предел, выше которого испарение лития и загрязнение им плазмы будут недопустимыми). Анализ литературных данных показал [22], что при температурах выше 200°C контакт лития с бронзой приводит к деградации свойств последней. Расчеты температурного состояния трубчатых бронзовых элементов классического дивертора показывают, что в наиболее нагруженной зоне температура бронзовых трубок и медной прокладки под вольфрамовой облицовкой превысит 300°C, что при контакте с литием приведет к разрушению трубки и протечкам теплоносителя. Применение защитных покрытий (Ni, Cr) в этой зоне вряд ли поможет, так как в условиях значительных пластических деформаций медного подслоя (в меньшей степени бронзы) весьма вероятно растрескивание этих покрытий и контакт лития с медью/бронзой (требуется проведение НИР). Выходом из положения могла бы стать замена бронзы в качестве материала элементов охлаждения на более стойкие к литию материалы (стали, тугоплавкие металлы). Однако для использования этих материалов требуется

снижение тепловых нагрузок до значений 1–2 МВт/м², что при современном уровне понимания возможностей “газовой мишени” в базовом варианте представляется невозможным.

*Ограниченная применимость подхода
в реакторных условиях*

Экспериментальный токамак TRT представляет собой физический прототип будущего реактора, в котором дивертор вынужден будет работать в условиях нейтронных потоков и ограничений, связанных с гибридными технологиями. Базовый вариант классического дивертора имеет решения, область применения которых плохо совместима с условиями действующей ядерной установки. Рассмотрим для примера параметры и материалы системы охлаждения. Для TRT мы используем теплую (30–100°C) воду и бронзовые трубки. Использовать существенно более горячую воду мы не можем из-за необходимости обеспечения совместимости бронзовых элементов первой стенки с литием, а также во избежание кризиса теплообмена при нагрузках более 15 МВт/м². Также, при диверторных тепловых нагрузках бронза является единственным материалом, позволяющим обеспечить необходимый температурный режим и приемлемые термонапряжения конструкции. Бронза в условиях радиационных повреждений (начиная с уровня 0.1 сна) испытывает низкотемпературное охрупчивание, что очевидно недопустимо для материалов первого контура охлаждения. Во избежание этого охрупчивания минимально допустимая температура бронзы должна превышать 150°C, с другой стороны, длительный коррозионный ресурс бронзы в воде (особенно при высоких скоростях теплоносителя как у нас) обеспечивается при температурах менее 200°C. Таким образом допустимое температурное окно использования бронзы в условиях нейтронного облучения составляет диапазон 150–200°C [23], в который реальная конструкция не укладывается при любых параметрах теплоносителя. Кроме того, бронза мало перспективна (в сравнении со сталью Rusfer, например) с точки зрения более высокой активированности и существенно ограниченной (по, видимо, уровню в 10 сна максимум) радиационной стойкостью. Гибридные и тритиевые blankets термоядерного реактора, по-видимому, будут работать при более высоких температурах теплоносителей, что требует (для лучшей совместимости различных внутрикамерных устройств реактора) использования более “горячих” теплоносителей для ОПК. Такими теплоносителями для ОПК могли бы быть горячая вода (300°C), характерная для ядерных технологий PWR, или гелий (технологии HTGR). При тепловых нагрузках на дивертор в базовом варианте ни гелий, ни горячая

вода не смогут обеспечить теплосъем. Кроме того, в условиях облучения термоядерным спектром нейтронов проблема повторной сварки (re-welding) отдельных элементов, извлекаемой для ремонта диверторной кассеты, становится неразрешимой (для флюэнов более высоких, чем в ИТЭР). Это означает, что в случае даже локального повреждения диверторной кассеты потребуются ее замена на новую, а повторное использование поврежденной кассеты (это еще возможно в TRT) в будущем реакторе невозможно.

Приведенные выше недостатки базового варианта дивертора можно устранить при использовании диверторной мишени с качающейся облицовкой [24].

Для снижения пикированности тепла на вертикальные мишени предлагается перемещать эти мишени вертикально (качать вверх-вниз), тем самым размазывая тепловую нагрузку по большей площади мишени. Поскольку качать многотонную конструкцию дело очень непростое, предлагается качать только вольфрамовую облицовку, сохранив неподвижность теплоотводящей структуры. Для обеспечения теплового контакта между облицовкой и трубками охлаждения предлагается использовать жидкий металл (ЖМ) между ними. Рисунок 10 иллюстрирует в наиболее общем виде концепцию взаимного расположения плазмы, облицовки и теплоотводящих трубок. Отсутствие жесткой связи между облицовкой и теплоотводящими трубками позволяет свободно перемещать сравнительно небольшую и не тяжелую часть мишени, оставив в покое массивную теплоотводящую структуру (набор трубок), которая жестко и герметично связана с контуром водяного охлаждения, расположенным за пределами ВК реактора.

ЖМ (например, олово или литий) контактирует с тыльной поверхностью облицовки и забирает тепло главным образом за счет своей теплопроводности (скорость движения металла у стенки в данном случае нас мало интересует) в предположении, что на смачиваемой поверхности облицовки температурное сопротивление незначительно (требуется экспериментальное уточнение). Подхватив тепло с облицовки ЖМ затем (тем или иным образом) передает это тепло трубкам теплосъема с водяным охлаждением для дальнейшего переноса в градирню. При этом для дальнейшего “размазывания” тепла по большей площади используется более значительная площадь теплосъема по сравнению с площадью теплового воздействия на обращенную к плазме поверхность облицовки. Если принять высоту пояса теплового нагружения плазмой равной 50 мм, а плотность теплового потока в этом поясе равной 30 МВт/м² (при радиусе наружной мишени 2.4 м общая мощность на внешнюю мишень составит

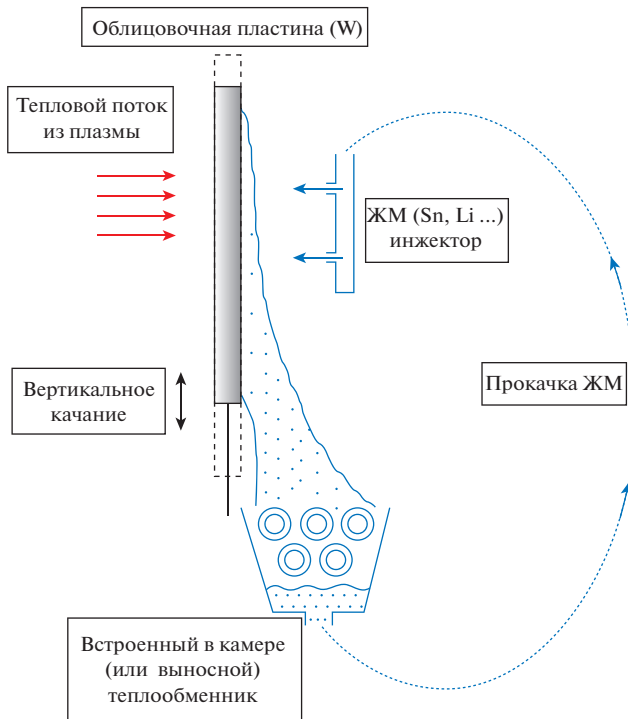


Рис. 10. Схема расположения основных элементов диверторной мишени с качающейся облицовкой.

22.5 МВт), то при амплитуде качания ± 75 мм эффективная (в предположении очень высокой частоты качания) тепловая нагрузка на поверхность облицовки снизится в $(75 + 75 + 50) \text{ мм}/50 \text{ мм} = 4$ раза до значения $7.5 \text{ МВт}/\text{м}^2$. Точнее говоря, самый поверхностный слой вольфрама циклически непродолжительное время (зависит от параметров качания) будет испытывать искомую нагрузку равную $30 \text{ МВт}/\text{м}^2$, но по мере удаления от поверхности пропускаемая через вольфрам эффективная плотность теплового потока будет снижаться вплоть до $7.5 \text{ МВт}/\text{м}^2$ (даже без учета вертикальных утечек тепла на края зоны нагружения). Дальнейшее “размазывание” тепла до приемлемых значений для материала трубок охлаждения (например, для стали Rusfer максимально допустимая тепловая нагрузка не должна превышать $1\text{--}2 \text{ МВт}/\text{м}^2$) обеспечивается с помощью ЖМ, который может контактировать с теплоотводящей структурой с развитой поверхностью (на рисунке металл проливается на многочисленные трубки охлаждения, расположенные в шахматном порядке). С помощью промежуточного ЖМ теплоносителя можно при желании вынести тепло из ВК, тем самым упростив ремонт теплосъемного оборудования и устранив риски протечек воды внутри токамака. Предлагаемый к использованию ЖМ совместим с высоким вакуумом в разрядной камере токамака, если не превы-

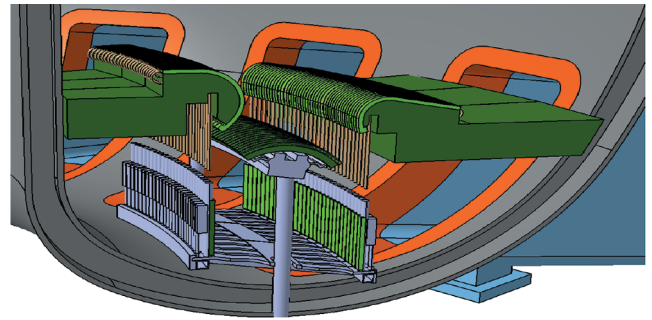


Рис. 11. Качающийся дивертор с платформой в нижнем положении (для обслуживания).

шать предельную температуру нагрева металла, которая ориентировочно составит $\sim 400^\circ\text{C}$ для лития. Нагрев олова может превысить 1000°C без существенного влияния на вакуум.

Таким образом, в предлагаемой концепции мишени с качающейся облицовкой устраняются все вышеперечисленные недостатки, неизбежные для базового варианта конструкции типа ИТЭР. Замена поврежденной облицовочной плитки происходит легко без воздействия на теплоотводящую структуру и не требует разморозки последней (т.е. отсутствует слив теплоносителя, разрезка и повторная сварка трубопроводов). Вероятность повреждения трубки охлаждения многократно снижается, так как основной повреждающий фактор, связанный с термонапряжениями, становится менее существенным ввиду многократного снижения тепловой нагрузки на трубки охлаждения. Кроме того, в виду отсутствия жесткой связи между облицовкой и трубкой отсутствуют напряжения, связанные с разностью термического расширения разнородных металлов. Снижение тепловой нагрузки на трубки охлаждения позволяет отказаться от бронзы, заменив ее на сталь Rusfer, которая позволяет контакт с ЖМ (в том числе с литием) при более высоких температурах. Реакторные перспективы предлагаемой концепции также существенно выше по сравнению с базовой. Отказ от бронзы в пользу радиационно-стойкой стали позволяет работать в условиях нейтронного облучения с горячими ($250\text{--}500^\circ\text{C}$) теплоносителями. Снижение тепловой нагрузки на трубки охлаждения до уровня $\sim 1 \text{ МВт}/\text{м}^2$ позволяет всерьез рассматривать возможность использования гелия для охлаждения дивертора, что очень перспективно с точки зрения унификации охлаждения ОПК и бланкетов. Наконец в режиме более интенсивного (требуются несколько более высокие частота и амплитуда качания по сравнению с вольфрамом) качания становится возможным использование бериллиевой облицовки. Такая потенциальная возможность в условиях дивертора является уни-

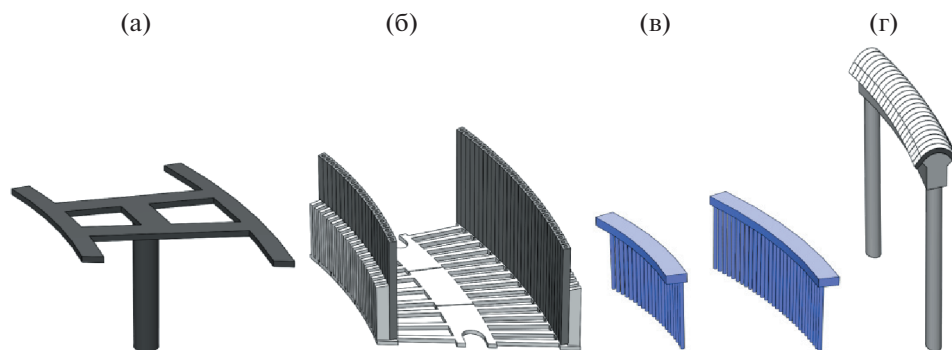


Рис. 12. Элементы конструкции качающегося дивертора: подвижная платформа (а); сменные платформы (3 шт.) со сменными облицовочными стаканами (б); неподвижные трубки охлаждения с коллекторами (в); купол (г).

кальной и представляет большой интерес с точки зрения удержания плазмы и ее взаимодействия со стенкой в полностью бериллиевой машине.

На рис. 11 и 12 эскизно представлена компоновка качающегося дивертора в диверторной камере TRT, а также основные элементы конструкции. Для реализации альтернативного варианта дивертора в TRT необходим значительный объем НИР, связанных, главным образом, с вопросами совместимости ЖМ с конструкционными материалами и поведением ЖМ в магнитном поле.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполненный концептуальный проект ОПК токамака TRT подтвердил расхожее утверждение, что проблема “первой стенки” – одна из наиболее сложных и недостаточно изученных проблем управляемого термоядерного синтеза. Анализ показал, что для выполнения защитных функций структура ОПК разбивается на многочисленные компоненты, каждая из которых оптимальным образом должна выполнять свои специфические задачи, обеспечивая приемлемый для экспериментальной установки срок своей службы. Предложенные решения, во-первых, позволяют осуществить старт работы реактора, во-вторых, позволяют оптимизировать работу ОПК в процессе постепенного роста энергосодержания плазмы, а также проводить эксперименты по апробации отечественных подходов к решению проблемы. Среди таковых наиболее перспективными можно считать следующие: качающийся дивертор, качание сепаратрисы, тотальное использование бериллия (в том числе возможно в диверторе), попытка организации откачки в диверторе с помощью лития, активное использование лимитеров, варьируемая ширина диверторной горловины и другие. Наряду с новыми подходами продемонстрирована готовность использовать накопленный опыт проекта ИТЭР, который позволяет для стартового этапа работы токамака предложить и

изготовить надежно работающие компоненты, выполненные по отечественным технологиям и из российских материалов. Для успешного завершения проекта предстоит еще много работы, необходимо также изыскать ресурсы для проведения инженерно-технологических НИР в обоснование предлагаемых решений.

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. и др. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
2. Кукушкин А.С., Пшенов А.А. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
3. Makhankov A., Berkhov N., Divavin V., Giniyatulin R., Grigoriev S., Ibbott C., Komarov V., Labusov A., Mazul I., McDonald J., Tanchuk V., Youchison D. // Fusion Engineering Design. 2001. V. 56–57. P. 337.
4. Giniyatulin R.N., Komarov V.L., Kuzmin E.G., Makhankov A.N., Mazul I.V., Yablokov N.A., Zhuk A.N. // Fusion Engineering Design. 2002. V. 61–62. P. 185.
5. Pitts R.A., Bonnin X., Escorbiac F., Frerichs H., Gunn J.P., Hirai T., Kukushkin A.S., Kaveeva E., Miller M.A., Moulton D., Rozhansky V. et al. // Nuclear Mater. Energy. 2019. V. 20. P. 100696.
6. Creely A.J., Greenwald M.J., Ballinger S.B., Brunner D., Canik J., Doody J., Fulop T., Garnier D.T., Granetz R., Gray T.K. et al. // J. Plasma Phys. 2020. V. 86. P. 865860502.
7. Pizzuto A. DTT. Divertor Tokamak Test Facility – Project Proposal. ENEA. July, 2015.
8. Sviridenko M., Leshukov A., Tomilov S. // Fusion Engineering Design. 2020. V. 158. P. 111897.
9. Gervash A., Giniyatulin R., Guryeva N., Glazunov D., Kuznetsov V., Mazul I., Ogursky A., Piskarev P., Safonov V., Eaton R., Raffray R., Sevryukov O. // Fusion Engineering Design. 2019. V. 146. P. 2292.

10. Roth J., Eckstein W., Bohdansky J. // J. Nuclear Materials. 1989. V. 165. P. 199.
11. Leonard A.W., Makowski M.A., McLean A.G., Osborne T.H., Snyder P.B. // J. Nuclear Materials. 2015. V. 463. P. 519.
12. Gruber O., Kallenbach A., Kaufmann M., Lackner K., Mertens V., Neuhausser J., Ryter F., Zohm H., Bessnrodt-Weberpals M., Buchl K. et al // Phys. Rev. Lett. 1995. V. 74. P. 4217.
13. Asakura N., Nakano T., Oyama N., Sakamoto T., Matsunaga G. and Itami K. // Nuclear Fusion. 2009. V. 49. P. 115010.
14. Ishida S., Fujita T., Akasaka H., Akino N., Annou K., Aoyagi T., Arai T., Arakava K., Asakura N., Azumi M., et al. // Phys. Rev. Lett. 1997. V. 79. P. 3917.
15. Kubo H. // Nuclear Fusion. 2001. V. 41. P. 227.
16. Kallenbach A., Bernert M., Beurskens M., Casali L., Dunne M., Eich N., Giannone L., Herrmann A., Maraschek M., Potzel S. et al. // Nuclear Fusion. 2015. V. 55. P. 053026.
17. Bernert M., Wischmeier M., Huber A., Reimold F., Lipschultz B., Lowry C., Brezinsek S., Dux R., Eich T., Kallenbach A., Lebschy A., S. et al. // Nuclear Materials Energy. 2017. V. 12. P. 111.
18. Nygren R.E., Rudakov D.L., Murphy C., Watkins J.D., Unterberg E.A., Barton J.L., Stangeby P.C. // Fusion Engineering Design. 2017. V. 124. P. 271.
19. Zakharov L.E. // Nuclear Fusion. 2019. V. 59. P. 096008.
20. Eich T., Leonard A.W., Pitts R.A., Fundamenski W., Goldston R.J., Gray T.K., Herrmann A., Kirk A., Kallenbach A., Kardaun O. et al. // Nuclear Fusion. 2013. V. 53. P. 093031.
21. Мазуль И.В. // ВАНТ “Термоядерный синтез”. 2021. В печати.
22. Вертков А.В., Жарков М.Ю., Люблинский И.Е. // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11.
23. Linsmeier Ch., Rieth M., Aktaa J., Chikada T., Hoffmann A., Hoffmann J., Houben A., Kurishita H., Jin X., Li M. et al. // Nuclear Fusion. 2017. V. 57. P. 092007.
24. Mazul I.V. // Nuclear Fusion. 2016. V. 56. P. 126009.