ТЕПЛО- И МАССООБМЕН, СВОЙСТВА РАБОЧИХ ТЕЛ И МАТЕРИАЛОВ

МАТЕРИАЛЫ ОБРАЩЕННЫХ К ПЛАЗМЕ КОМПОНЕНТОВ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ-ТОКАМАКОВ: ТРЕБОВАНИЯ, ТЕРМОСТАБИЛИЗАЦИЯ, ИСПЫТАНИЯ (ОБЗОР)¹

© 2021 г. Г. Ван Оост^{а, b}, А. В. Дедов^{а, *}, В. П. Будаев^а

^аНациональный исследовательский университет "Московский энергетический институт", Красноказарменная ул., д. 14, Москва, 111250 Россия ^bГентский университет, B-9000 Ондерберген, Гент1, Бельгия *e-mail: dedovav@mpei.ru Поступила в редакцию 16.03.2020 г. После доработки 22.06.2020 г. Принята к публикации 26.08.2020 г.

Представлен обзор результатов экспериментальных исследований внутрикамерных компонентов и обращенных к плазме материалов, предлагаемых для использования в термоядерном реакторе. Внутренние компоненты термоядерного реактора будут испытывать различные тепловые нагрузки. связанные с температурными градиентами, локальной дозой облучения с энергетическим спектром нейтронов термоядерной реакции. Срок службы систем будет определяться стойкостью материалов к нейтронным и тепловым нагрузкам. Одной из серьезных проблем при реализации термоядерной электростанции является проблема отвода тепла. Охлаждение компонентов может осуществляться как газом, так и жидкостью, в том числе солевыми растворами и жидкими металлами. Параметры теплоносителей, систем теплообмена и охлаждения будут принимать такие значения, которые в настоящее время пока не достижимы. Многообразие имеющихся конструктивных проработок, предлагаемых в российском и зарубежных проектах, необходимо обосновывать с позиций теплообмена. Параметры тепловой и нейтронной нагрузки будут определять выбор материалов систем термоядерного реактора. В сооружаемом международном термоядерном экспериментальном реакторе ITER (от англ. international thermonuclear experimental reactor) будут использоваться конструкции, материалы и технологии, которые прошли основные испытания. В системах охлаждения ITER будет применяться вынужденная однофазная конвекция турбулентного потока воды, интенсификация теплообмена будет осуществляться путем внутреннего оребрения и закрутки потока. Теплозащитная облицовка обращенных к плазме внутрикамерных компонентов в зонах наибольшей плазменно-тепловой нагрузки будет изготовлена из вольфрама. При проработке проекта демонстрационного реактора следующего поколения (ДЕМО) потребуется дополнительно развить технологии создания бланкета и решить проблему трансформации тепловой энергии в электрическую. Выбор материалов для ДЕМО должен быть основан на учете высокой дозы облучения нейтронами с энергетическим спектром термоядерной реакции и критически высоких тепловых нагрузок на внутрикамерные компоненты, обращенные к плазме. Предстоит разработать и испытать новые материалы для создания термоядерного реактора ДЕМО и решить вопросы их промышленного производства.

Ключевые слова: термоядерный реактор, токамак, материалы, тепловые испытания, отвод тепла, теплообмен, бланкет, дивертор, вольфрам, литий, нейтронные и тепловые нагрузки **DOI:** 10.1134/S0040363621030097

В термоядерном реакторе выделяющаяся энергия термоядерного синтеза поглощается в интегрированной системе первая стенка — бланкет, которая окружает плазму (рис. 1). Эта систе-

ма должна работать при высокой температуре. Кроме того, в бланкете должен вырабатываться тритий путем захвата нейтронов термоядерной реакции в литийсодержащих материалах бланкета.

Основные технологии, используемые в сооружаемом с участием России международном термоядерном экспериментальном реакторе ITER, прошли проверку и апробирование в тестовых системах. На основе этих технологий и с учетом современных достижений в России конструируется

¹ Работа в части исследования теплообмена проведена при финансовой поддержке РФФИ (грант № 19-29-02020), испытания вольфрама — при финансовой поддержке РНФ (грант № 17-19-01469), анализ материалов выполнен при финансовой поддержке Минобрнауки России (проект № FSWF-2020-0023), изготовление АСНИ ПЛМ поддержано мегагрантом РФ № 14.Z50.31.0042.



Рис. 1. Схема основных систем, которые будут подвергаться повышенным нагрузкам в термоядерном реакторе. *1* – коллектор охладителя; *2* – экран; *3* – опорные структуры; *4* – вакуумная камера; *5* – бланкет и первая стенка; *6* – дивертор

термоядерный источник нейтронов (ТИН), а в других странах – демонстрационные термоядерные реакторы.

ТЕПЛОВЫЕ НАГРУЗКИ В БЛАНКЕТАХ И ДИВЕРТОРАХ

Внутренние компоненты термоядерного реактора будут испытывать различные тепловые нагрузки, связанные с температурными градиентами, локальной дозой облучения с энергетическим спектром нейтронов термоядерной реакции. Параметры тепловой нагрузки будут определять выбор материалов систем термоядерного реактора. Срок службы систем будет зависеть от стойкости материалов к нейтронным и тепловым нагрузкам.

Основным обращенным к плазме компонентом является бланкет (см. рис. 1). Он покрывает примерно 85% первой стенки² (ПС) и, следовательно, собирает большую часть нейтронов и тепловой энергии, поступающей из плазмы. Бланкет также отвечает за производство трития, отвод тепла высокотемпературным теплоносителем (для производства электроэнергии) и защиту магнитов и вакуумной камеры (ВК) от нагрева и радиационного повреждения.

ТЕПЛОЭНЕРГЕТИКА № 3 2021

Другой основной компонент реактора — магнитный дивертор, расположенный в нижней части вакуумной камеры, который формирует границу плазмы и удаляет примеси, в том числе гелий, образующийся в реакции термоядерного синтеза.

В дополнительных подсистемах распределяется охлаждающая жидкость, извлекается тритий из бланкета, поддерживаются бланкет и дивертор, обеспечиваются дополнительные функции, такие как инжекция топлива в плазму, подавление неустойчивостей краевой плазмы или инжекция газа для управления плазмой.

Основная проблема при создании термоядерной электростанции (ТЯС) – отвод тепла [1]. Плазма, которая пересекает магнитную сепаратрису, попадает в периферийную зону, называемую SOL (от англ. scrape-off layer), течет вдоль линии магнитного поля и поступает на дивертор, состоящий из пластин, охлаждаемых теплоносителем. Основная часть теплового потока, падающего на диверторные пластины, сосредоточена в узком радиальном слое шириной несколько миллиметров, как это оценено для ITER в [2]. В центральной зоне плазменного объема ITER будет сосредоточено около 150 МВт тепловой мощности (энергия альфа-частиц, появляющихся в реакции термоядерного синтеза, и дополнительный нагрев плазмы). Если 40% тепловой мощности

² Первая стенка представляет собой камеру, покрытую облицовкой.

излучается плазмой внутри магнитной сепаратрисы, то в SOL будет локализовано 90 MBT, из которых 60 МВт (т.е. две трети тепловой мощности) приходится на дивертор [3]. Для достижения приемлемой тепловой нагрузки на диверторные пластины они наклонены под небольшим углом (в диверторе ITER этот угол составляет около 3°) к линиям магнитного поля и расположены в области вблизи точки пересечения линий магнитной индукции. В результате площадь контакта диверторных пластин с плазмой в ITER может быть увеличена примерно до 2 м². Таким образом, если все поступающее в SOL тепло попадает на диверторные пластины, плотность теплового потока составляет около 30 МВт/м². Однако такое значение превышает существующую технологическую возможность 10-20 МВт/м² для приемлемой нагрузки на компоненты теплообменных трубок, изготовленных из медных сплавов, с водяным охлаждением. Для того чтобы снизить эту тепловую нагрузку, часть мощности, поступающей в SOL с потоком плазмы, должна излучаться плазмой в диверторе. Это будет приводить к так называемому детач-режиму (от англ. detach – отрыв), что потребует обеспечения температуры плазмы вблизи пластины дивертора ниже 1.16×10^3 K (10 эВ).

Диверторная пластина состоит из обращенной к плазме части (облицовки), которая должна выдерживать воздействие горячей плазмы, и теплообменных каналов с циркулирующим теплоносителем. За последние два десятилетия был достигнут значительный прогресс в разработке технологий для диверторных пластин (сборок), охлаждаемых водой или гелием. Опытные образцы с водяным охлаждением, изготовленные из графитовой или вольфрамовой облицовки, и с теплообменными трубками из сплава меди были успешно испытаны при циклических нагрузках до 20 MBт/м². Образцы с гелиевым охлаждением могут выдерживать до 10 MBт/м² в течение довольно большого количества циклов. Эти значения близки к технологическим пределам термомеханических свойств ограниченного числа материалов, причем их свойства будут ухудшаться при облучении нейтронами уже при дозе в несколько смещений на атом (СНА). Для разработки надежной конструкции диверторных пластин необходимо предусмотреть дополнительные ограничения (например, с учетом переходных процессов в плазме, смещения пластин и т.д.). Приведенные ранее пределы мощности должны быть уменьшены примерно до 10 MBт/м², если применяется водяное охлаждение, и до еще более низких значений при охлаждении гелием.

Отвод выделяющегося тепла — довольно сложная задача для ITER, решение которой для будущих ДЕМО и термоядерных станций становится еще более актуальным [4]. Следует отметить, что ТЯС имеет линейные размеры примерно на 50% большие, чем ITER, и мощность синтеза в них будет до 7 раз выше, чем в ITER.

Изучение отвода тепла в ДЕМО/ТЯС в настоящее время проводится для трех конфигураций дивертора [1]:

базовой, для которой характерна комбинация радиационного охлаждения в сочетании с отрывом плазмы от поверхности – детач-режимом [4];

инновационной, предназначенной для достижения большего, по сравнению базовой, расширения плазменного потока, поступающего на поверхность, или для получения увеличенной длины магнитной линии в диверторе и большей мощности излучения плазмы в диверторе [4] (диверторы такой конфигурации в настоящее время находятся на ранней стадии разработки и нуждаются не только в экспериментальной проверке, но и в оценке их технической и интеграционной осуществимости в ДЕМО);

с усовершенствованными компонентами на поверхности диверторных пластин, обращенных к плазме (например, с использованием жидких металлов), которые смогут воспринимать более высокие, по сравнению с базовой конфигурацией, тепловые нагрузки.

Стенки камеры сушественно меньше, чем ливертор, подвержены воздействию высоких нагрузок и частиц из плазмы, но также будут подвергаться эрозии. Плавление и эрозия бериллия (выбран для облицовки первой стенки) могут осложнить эксплуатацию ITER [3]. При создании ДЕМО очень важен выбор материала для облицовки стенки камеры, а применяемые для ее охлаждения технологии существенно зависят от спектра частиц (по составу и энергии) и общей поглощенной мощности. Для этого предполагается использовать вольфрам и вольфрамовые сплавы, кроме того, возможен возврат к углеродным материалам и композитам. Таким образом, все решения, предусмотренные для отвода тепла в диверторе, должны использоваться и для охлаждения камеры.

В настоящее время не существует источника нейтронов с достаточно высоким потоком для имитации условий облучения, которые соответствовали бы условиям на первой стенке термоядерного реактора. Для учета фактических условий облучения, связанных с термоядерным синтезом, используется компьютерное моделирование радиационных повреждений и сопутствующих эффектов изменения структуры конструкционных материалов [5]. Кроме того, строительство международной установки для облучения термоядерных материалов (IFMIF [6, 7]) – интенсивного источника нейтронов с энергией 14 МэВ – также позволит уточнить фактические условия облучения.

Планируется также строительство источников ионных пучков для пучковых испытаний материалов. Особо ценная информация может быть получена из экспериментов, проводимых на существующих источниках радиационного облучения, реакторах для испытания материалов, реакторах на быстрых нейтронах и ускорителях ионов. Результаты, полученные на этих установках, могут быть использованы для выбора основных материалов, подходящих для создания термоядерных реакторов и оценки их эксплуатационной надежности. Испытания компонентов дивертора и первой стенки необходимо проводить не только на токамаках, но и, когда это возможно, на специальных плазменных и пучковых установках.

Бланкеты термоядерного реактора

Бланкет термоядерного реактора [8-10] предназначен для преобразования кинетической энергии нейтронов и вторичных гамма-лучей в тепло, поглощения излучения плазмы первой стенкой, передачи тепла теплоносителю, наработки трития, радиационного экранирования вакуумной камеры, сверхпроводящей магнитной системы и персонала, обслуживающего термоядерный реактор (ТЯР). Бридерный бланкет (от англ. breeder – размножитель) используется для наработки трития, в бланкет включают бридерные материалы (соединения лития). Нейтроны, образующиеся в результате реакции синтеза дейтерий - тритий, используются в бланкете гибридного реактора для получения нового топлива – трития. Если разместить в бланкете жидкосолевые композиции на основе фторидов металлов с сырьевыми изотопами урана ²³⁸U или тория ²³²Th и обеспечить быструю химическую переработку соли, облученной нейтронами, полученными в результате термоядерной реакции, то можно выделить новые делящиеся изотопы и использовать их в дальнейшем в ядерных реакторах [8]. Материалы бланкета [конструкционные, защитные, бридерные (тритийвоспроизводящие), размножающие] должны обладать малой остаточной активностью.

Коэффициент воспроизводства трития (КВТ) – число атомов трития, образующегося в бланкете, в расчете на один падающий нейтрон термоядерной реакции – не должен быть меньше 1.05–1.10. Коэффициент преобразования энергии нейтронов термоядерной реакции в электрическую должен превышать 40% при температуре теплоносителя более 350°С.

Во многих странах предполагается испытать несколько конструкций тестовых модулей бланкетов для ITER [9]. Наиболее проработанными на настоящий момент являются следующие проекты бланкета:

литий-ванадиевый российского проекта реактора ДЕМО-С; твердофазный бридер в керамической оболочке, заполненный метатитанатом лития Li_2TiO_3 с характерным размером частиц около 1 мм, охлаждаемый газообразным гелием (проект Европейского союза);

твердофазный бридер в керамической оболочке, охлаждаемый водой (проект Японии);

твердофазный бридер в керамической оболочке, охлаждаемый газообразным гелием (проект КНР);

твердофазный бридер в керамической оболочке с графитовым отражателем, охлаждаемый газообразным гелием (проект Кореи);

заполненный литий-свинцовой эвтектикой, охлаждаемый газообразным гелием (проект ЕС);

твердофазный бридер в керамической оболочке, охлаждаемый литий-свинцовой эвтектикой (проект Индии).

Для демонстрационного реактора ДЕМО потребуется дополнительно развить технологии создания и эксплуатации бланкета [11, 12]. Коэффициент использования мощности ДЕМО должен быть не менее 0.6, коммерческого реактора – до 0.9. Предполагается, что в российском проекте ДЕМО-С, за 30-летний период эксплуатации флюенс быстрых нейтронов и мощность энерговыделения в катушках тороидального поля не превысят соответственно 1×10^{10} см⁻² и 50 кВт. В качестве бридерных материалов можно использовать жидкий литий, эвтектический сплав свинец – литий (примерно 17 ат. % Li), литийсодержащие керамики (Li₂TiO₃, Li₄SiO₄, Li₂ZrO₃, Li₂O), расплавленную соль Li₂BeF₄ (флюорит).

Для увеличения KBT в бланкете применяют

смесь изотопов, обогащенную ⁶Li. Наилучшими бридерными свойствами обладает чистый литий, но при его использовании повышается опасность возникновения аварийных ситуаций из-за высокой химической активности чистого лития при соединении его с воздухом и водой. Бридерные характеристики сплава свинец – литий несколько хуже, по сравнению с чистым литием, из-за меньшего количества лития. Температура плавления сплава составляет около 235°С. Литийсодержащие керамики также имеют довольно низкие бридерные характеристики, их рабочий диапазон температур составляет 300-1000°С, растворимость трития – средняя, химически такие керамики инертны. Флюорит при более низких бридерных характеристиках, по сравнению с чистым литием, имеет температуру плавления 459°С, плотность около 2000 кг/м³, низкую растворимость трития. Жидкие бридерные материалы обеспечивают требуемый срок службы бланкета с высоким КВТ благодаря замещению выгоревшего лития новым. Коэффициент воспроизводства трития в

ТЕПЛОЭНЕРГЕТИКА № 3 2021

бланкете с керамическими бридерными материалами падает по мере выгорания лития.

Конструкционные материалы современных бланкетов – ферритно-мартенситные стали (диапазон рабочих температур составляет 300–550°С) имеют низкую активируемость. Сплавы ванадий—хром—титан [V–Ti (4%)–Cr (4%)] (диапазон рабочих температур 350–700°С) имеют низкую активируемость и малое остаточное тепловыделение. Перспективные конструкционные материалы для бланкета: дисперсионно твердеющая ферритно-мартенситная сталь (максимальная рабочая температура 600°С) и тугоплавкие материалы, в частности сплавы вольфрама и карбида кремния (рабочая температура до 1400°С).

В российском проекте реактора ДЕМО-С [13] предлагается использовать литиевый самоохлаждающийся бланкет с функцией наработчика трития и хладагента. Температура лития принята исходя из опыта эксплуатации атомных реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Характеристики этого реакторы должны быть следующими:

Коэффициент преобразования

В проектах бланкетов [12] для демонстрационных и коммерческих ТЯР первого поколения используются материалы, важнейшие свойства которых подробно изучены и опытно-промышленное производство которых освоено. Проекты с бланкетами с керамическим бридером, охлаждаемыми гелием:

EU HCPB (Европа); РФ ДЕМО-С (Россия);

ЈА HCSB (Япония).

Близкие по идеологии проекты разработаны также в США, КНР, Республике Корея. В качестве бридера в них применена литиевая керамика, теплоноситель – гелий под давлением 8–10 МПа. Конструкции бридерных элементов выполнены в двух вариантах: бридер размещается в трубе, а гелий охлаждает ее снаружи или, наоборот, гелий – в трубе, а бридер – снаружи. Трубы ориентированы азимутально или радиально. В керамическом бридере используется засыпка шариками одного или разных диаметров. В первом варианте коэффициент полезного заполнения объема составляет примерно 63%, во втором — около 82%. Коэффициент обогащения литиевой керамики изотопом ⁶Li составляет 40—90%, рабочий диапазон температур — от 300 до 1000°С в зависимости от типа керамики. Для удаления трития через керамику прокачивают гелий-водородную смесь. Конструкционный материал — малоактивируемая ферритномартенситная сталь с ресурсом 70—90 СНА. Размножителем нейтронов служат бериллий в виде шаровой засыпки или нескольких слоев пористого бериллия. Первая стенка, так же как и бридер, охлаждается гелием.

Материалы для создания термоядерного реактора

Выбор материалов является ключевым вопросом на пути к созданию термоядерного реактора [14]. Существует острая потребность в материалах, которые должны:

обладать устойчивостью к облучению нейтронами с их распределением по энергии, характерным для реакции термоядерного синтеза;

эксплуатироваться при максимально высоких температурах для обеспечения высокого теплового КПД реактора;

иметь настолько низкую активацию, насколько это возможно.

Материалы, которые предполагается использовать в ТЯР, могут быть разделены на следующие категории по их предназначению [3, 15]:

конструкционные для компонентов, расположенных внутри вакуумной камеры, главным образом для бланкета, кассет поддержки дивертора и стенки вакуумной камеры;

для облицовки стенки, обращенной к плазме, в целях защиты от плазменной нагрузки первой стенки и дивертора;

для обеспечения эффективной передачи тепловых потоков в каналы теплоносителя компонентов охлаждения, особенно в диверторе, где тепловые потоки будут значительными;

функциональные для выполнения одной или нескольких функций (например, для размножения трития и нейтронов, диагностического наблюдения в оптическом спектральном диапазоне и т.д.).

Внутренние компоненты термоядерного реактора будут подвергаться интенсивной бомбардировке нейтронами высокой энергии (с нагрузкой до 2 МВт/м²), при этом выделяется тепловая энергия: около 4/5 в компонентах бланкета и примерно 1/5 в диверторной области. Следует отметить, что интенсивность нейтронного потока снижается при взаимодействии с материалами по закону, близкому к экспоненциальному. В реакторах типичных конструкций в бланкете поток быстрых нейтронов может уменьшиться на примерно 1/10, а хорошая экранирующая нейтронная защита может еще больше снизить его – на порядок на каждой

0.1 м толщины. Тем не менее, оставшийся поток нейтронов может быть критическим для повреждения сверхпроводящих магнитов даже для очень низких потоков (приводящих к тепловыделению в сверхпроводнике) и флюенса (кумулятивные повреждения в структуре материала сверхпроводника).

Известно несколько критических явлений. обусловленных воздействием потоков нейтронов на поверхность конструкции: радиационное охрупчивание, радиационное распухание, радиационная термическая ползучесть и высокотемпературное гелиевое охрупчивание границ зерен. Это, прежде всего, результат смещения атомов в решетке после неупругих столкновений нейтронов с атомами, приводящих к образованию межузельных атомов и вакансий в решетке, которые диффундируют и агрегируют, приводя к разнообразным дефектам материала.

Наряду с воздействием нейтронных потоков обращенные к плазме металлы подвергаются бомбардировке ионами и нейтральными частицами из плазмы. Это особенно опасно в зонах дивертора, где тепловой поток, падающий на поверхность, может составлять более 20 MBт/м², а поток плазменных частиц – более 10²⁴ м²/с. Эти воздействия вызовут высокий уровень распыления и эрозии материала поверхности. Устойчивость к таким повреждениям (которые в конечном итоге приведут к разрушению поверхности облицовки дивертора и необходимости ее замены) является ключевым параметром при выборе материалов для изготовления дивертора.

Структура и физико-химические свойства внутренних компонентов могут значительно изменяться при воздействии высокой температуры, температурных градиентов и нейтронного потока. Требования к материалам определяются для каждой из основных инженерных систем. Распределение температуры в диверторе и размножающих зонах бланкета будет весьма неоднородным, поэтому температура каждого компонента должна находиться в пределах рабочих температур для данного материала. Выбор пределов рабочих температур должен соответствовать требованиям сохранения материала и его структурной целостности при нейтронном облучении.

Проработка возможности промышленного производства материалов-кандидатов для термоядерных реакторов в настоящее время находится в зачаточном состоянии. Опыт эксплуатации реакторов на основе ядерного деления должен являться решающим фактором для проектирования и мониторинга показателей безопасности всех значимых

конструкций и компонентов с адекватно разработанными неразрушающими методами контроля и измерений (роботизированными или иными) зон термоядерного реактора, куда доступ ограничен или невозможен.

Материалы, из которых изготовлены теплообменные устройства, должны одновременно иметь высокие теплопроводность и температуру плавления. Этим требованиям отвечают медные сплавы. Упрочненные медные сплавы, например CuCrZr, используются в диверторе ITER, но ожидается, что их рабочие характеристики будут ухудшаться при дозе облучении нейтронами уже при 2-3 СНА (этот диапазон значений обусловлен разной рабочей температурой). Предполагаемое нейтронное повреждение материалов облицовки дивертора ITER составляет менее 2 СНА в течение всего срока службы реактора, но может быть превышено для реактора ДЕМО.

Для обеспечения достаточного времени эксплуатации водоохлаждаемого дивертора реактора ДЕМО без его (дивертора) замены могут использоваться упрочненные медные сплавы или современные композитные материалы на основе меди. Периодическая замена дивертора необходима, когда повреждения облицовки в результате эрозии поверхности будут критическими для дальнейшей эксплуатации реактора. Многообещающие перспективы применения имеют вольфрамовые композиты (например, армированный волокнами вольфрам), которые обладают повышенной, по сравнению с чистым вольфрамом, стойкостью к внутреннему охрупчиванию и дополнительному охрупчиванию, вызванному нейтронным облучением.

Технологические решения при создании диверторных пластин ITER принимались в соответствии со стратегией [3] и были подкреплены экспериментальными данными, полученными на испытательных установках, для высокотемпературных потоков (в испытаниях электронными и/или ионными пучками). На ранних этапах создания ДЕМО [4], вероятно, будут использоваться компоненты с водяным охлаждением на основе меди (компоненты необходимо будет испытать на установках с мощными тепловыми потоками). Планируется параллельно проводить исследования сплавов на основе вольфрама. Если испытания вольфрамовых сплавов будут успешными, то компоненты из этого материала, скорее всего, будут исследованы для их применения в ДЕМО.

Медные сплавы считаются материалами-кандидатами для изготовления теплообменных трубок, расположенных в диверторе с водяным охлаждением. Наиболее серьезные проблемы применения медных сплавов связаны с быстрой потерей пластичности при облучении при температуре до 180°С (рабочая же температура теплообменных трубок должна поддерживаться выше 200°С). Для этих целей может потребоваться разработка новых композитных материалов на основе других химических элементов. Медные сплавы можно использовать лишь в непосредственной близости от зон максимальной нагрузки в диверторе, где повреждение поверхности дивертора нейтронным потоком меньше примерно в 3 раза по сравнению с повреждением на внешних краях дивертора (прогнозируется до 3 СНА в год).

Вольфрам — перспективный материал для применения в компонентах, обращенных к плазме, благодаря его высокой пороговой энергии распыления изотопами водорода (около 100-200 эВ) и низкого удержания трития в материале. В реакторе ДЕМО предполагается использовать неэкранированный дивертор, тепловые нагрузки на облицовку дивертора будут достигать примерно 10-20 MBт/м² [4]. Моделирование нейтронных потоков показывает, что нейтронное повреждение вольфрама будет существенно ниже, чем стали. Так, для стали пороговая доза облучения составляет не более 5 СНА в год при полной мощности, в то время как для облицовки дивертора из структурного вольфрама она составляет всего 1.5 СНА в год.

Наибольшие риски, обусловленные применением вольфрама в качестве материала облицовки дивертора, связаны со следующими эффектами:

появлением макроскопических эффектов, вызванных эрозией, при облучении нейтронами;

захватом изотопов водорода после нейтронного облучения.

Для предотвращения этих эффектов необходимо провести эксперименты по облучению вольфрама нейтронным потоком.

Как уже отмечалось ранее, очень высокий риск использования вольфрама в качестве облицовки дивертора связан с его внутренней хрупкостью и отсутствием данных о радиационном охрупчивании вольфрама. Здесь следует сказать, что имеющаяся база экспериментальных данных по свойствам вольфрама (например, по термической усталости) очень ограничена. Для защиты облицовки дивертора от окисления в сценариях с аварией, приводящей к поступлению воздуха в камеру, необходимо разработать вольфрамовые сплавы для применения их в качестве защитного покрытия.

Как показывает опыт создания токамаков нынешнего поколения, использование жидких металлов (ЖМ), например лития, олова, сплава литий—олово [16], в качестве материалов, обращенных к плазме, обладает тем преимуществом, что они (жидкие металлы) могут одновременно быть и защитой дивертора от воздействия плазмы, и охлаждающей средой. Кроме того, в жидких металлах не может быть повреждений, вызванных воздействием нейтронов, которые присущи твердым материалам. Чтобы ограничить поступление в термоядерную плазму большого количества примесных атомов с поверхности, обращенной к плазме, выход примесных атомов при распылении жидкометаллической поверхности должен быть достаточно низким, таким же, как и для твердой поверхности. Приток примесей в основную плазму, вызванный, как правило, более высоким давлением паров жидких металлов по сравнению с твердыми, способствует физическому распылению ЖМ-поверхности. Для уменьшения выхода паров с жидкометаллической поверхности необходимо контролировать ее температуру. Охлаждение обращенных к плазме ЖМ-поверхностей может обеспечиваться жидкометаллическим теплоносителем и/или обычными методами охлаждения конструкций. Здесь следует отметить, что магнитогидродинамические (МГД) силы, индуцируемые токами в потоке ЖМ, а также переходные процессы в плазме, при которых генерируются большие импульсные магнитные поля, могут искажать течение жидкого металла на поверхности дивертора таким образом, что ЖМ не смогут выполнять защитную функцию.

Для обоснования пригодности жидких металлов для использования в ДЕМО необходимы дальнейшие их испытания при высоких тепловых нагрузках в устройствах со стационарным плазменным потоком. Кроме того, должны быть подтверждены техническая осуществимость и возможность применения жидких металлов в условиях ДЕМО.

Бланкет, предполагаемый для использования в ITER, практически не применим для будущего термоядерного реактора ДЕМО. Принятые для бланкета ITER материалы могут выдерживать только небольшой флюенс нейтронов (с тепловой нагрузкой 0.3 MBT/м²), а температура теплоносителя на выходе (менее 150°С) слишком низкая для эффективного производства электроэнергии.

Надежность и срок службы конструкционных материалов, которые должны работать при повышенных температурах в течение продолжительного времени, в значительной степени определяют экономическую эффективность (по стоимости электроэнергии), безопасность, экологическую привлекательность и, следовательно, общую коммерческую осуществимость термоядерной энергетики.

Основные материалы-кандидаты для использования в ТЯР имеют в своем химическом составе элементы с низкой активацией (например, железо, хром, ванадий, титан, вольфрам, кремний и углерод), а именно:

ферритные/мартенситные стали с пониженной активацией (RAFM);

оксидно-дисперсионно-упрочненные стали; сплавы на основе вольфрама.

В долгосрочной перспективе планируется использовать сплавы на основе ванадия (и других тугоплавких металлов), а также керамические композиты SiC/SiCf. В таких композитах волокна карбида кремния (SiC) встроены в матрицу из SiC. Существует множество различных модификаций SiC/SiCf, однако их разработка в настоящее время находится на ранней стадии, но исследования в этом направлении активно развиваются.

Материалы, подходящие для создания ТЯР, должны отвечать следующим требованиям:

устойчивостью к тепловому и механическому напряжению;

высокой стойкостью к повреждению нейтронами (разбухание и повреждение);

низким поглощением нейтронов;

химической совместимостью с теплоносителем (требуется фундаментальная информация о коррозии и массопереносе в этих материалах);

низкой энергией активации.

Принимая во внимание столь строгие требования, можно рассмотреть только несколько материалов для бланкетов.

Для сталей RAFM, которые будут использоваться в термоядерных реакторах, необходимо разработать новые покрытия, отвечающие одному или нескольким из следующих требований. Такие покрытия должны:

снижать МГД-эффекты (электроизоляционные покрытия из жидких металлов);

препятствовать проникновению трития (тритиевые барьеры);

удерживать тритий для уменьшения его выброса в окружающую среду;

обеспечивать работу ТЯР при высоких температурах (предельный уровень температур предстоит определить в будущих исследованиях);

препятствовать утечке гелия в плазменную камеру.

Разработка керамических материалов для создания барьерных покрытий находится на очень ранней стадии и ведется лишь для лабораторных условий.

Ферритно-мартенситная сталь с пониженной активацией EUROFER – один из базовых материалов для использования в европейских проектах ДЕМО [1]. Она обладает довольно высокими механическими свойствами (пластичностью, вязкостью разрушения, сопротивлением ползучести, сопротивлением усталости), а также достаточной коррозионной стойкостью при использовании жидкого теплоносителя литий-свинец (LiPb) при температуре поверхности около 475°C. Сталь EUROFER стабильна при воздействии нейтронного облучения, поскольку ее структура является

ТЕПЛОЭНЕРГЕТИКА № 3 2021

центрально-кубической. Кроме того, имеется большой опыт ее промышленного производства.

Существует несколько рисков, связанных с использованием стали EUROFER в качестве защитного покрытия бланкета ДЕМО. Наиболее серьезный связан с ее охрупчиванием при низких температурах. Точное значение низкотемпературного предела, который в настоящее время зависит от облучения в реакторах деления, не определено из-за дополнительного эффекта гелиевого охрупчивания нейтронами с энергией 14 МэВ. Однако надежная работа защитного покрытия должна быть гарантирована только в том случае, если первая стенка облучается при температуре выше 350°С и с дозой менее 30 СНА.

Низкая температура охрупчивания стали EUROFER делает проблематичным ее использование в водоохлаждаемом бланкете, в том числе в литий-свинцовом бланкете, где должна составлять рабочая температура 290–320°С.

ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛООБМЕНА В ОБОРУДОВАНИИ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ И УСТАНОВОК НА ПРИМЕРЕ ITER

В системе охлаждения ITER, представляющей собой сложную совокупность различных элементов (теплообменников, градирен, чиллеров-охладителей), обеспечивается рекуперация более 1 ГВт тепловой энергии, выделяющейся не только в плазме, но и в многочисленном вспомогательном оборудовании. Наличие радиоактивности вынуждает делать систему охлаждения многоконтурной. Из I контура, расположенного в закрытой для персонала территории, тепло передается во II контур с использованием теплообменников, а затем отводится в окружающую среду. В качестве теплоносителя в I контуре используется деминерализованная и очищенная от кислорода вода общим объемом 950 м³.

Первая стенка состоит из отдельных модулей [17], каждый модуль – из защитного блока из нержавеющей стали толщиной 500 мм и панели первой стенки, набранной из отдельных элементов (так называемых пальцев) и облицованной бериллиевыми пластинами. В защитном блоке обеспечивается подвод/отвод теплоносителя к пальцам. Панель первой стенки воспринимает тепловую нагрузку и имеет болтовое соединение блоком с защитным блоком. Различают обычные и улучшенные панели. Первые могут воспринимать тепловой поток с плотностью 1-2 MBт/м², вторые — 3.5—5.0 MBт/м². Такие высокие значения плотности теплового потока достигаются благодаря внутреннему оребрению пальцев улучшенной панели. Охлаждение панелей первой стенки осуществляется турбулентным потоком



Рис. 2. Охлаждение дивертора. Вертикальный приемник (*a*) и купол (*б*). *I* – скрученная лента; *2* – моноблок; *3* – гипервапотрон; *4* – переходник

воды в режиме вынужденной однофазной конвекции.

Дивертор состоит из нескольких частей: вертикальных приемников, купола и отражающих пластин. Наиболее теплонапряженными являются вертикальные приемники, нижняя часть которых сконструирована из моноблоков вольфрама (рис. 2, см. [17]), напаянных на медную трубку. Для интенсификации теплообмена внутри трубки размещается скрученная лента. Для охлаждения купола и отражающих пластин применяется внутреннее оребрение. Такая конструкция называется гипервапотроном (см. рис. 2).

Приемники пучков. Кроме первой стенки и дивертора одностороннему нагреву подвержены и другие теплообменные устройства. Прежде всего, это приемники пучков системы инжекции быстрых нейтральных атомов, используемых для дополнительного нагрева плазмы. Система инжекции ITER состоит из двух параллельно работающих инжекторов, каждый из которых должен обеспечивать подвод мощности в плазму не менее 16.5 МВт при ускоряющем напряжении 1 МВ и плотности тока в источнике ионов 200 А/м².

Максимальные значения плотности теплового потока в нормальном к оси пучка сечении могут достигать 200 МВт/м². Расположение воспринимающей поверхности приемников под острым углом к оси пучка позволяет существенно снизить уровень воспринимаемых тепловых нагрузок. В проекте ИТЭР конструкция приемника пучков нейтральных атомов принята с однорядным расположением труб из упрочненной меди с прямоугольным внешним периметром и цилиндрическим каналом охлаждения. В приемниках отклоненных ионов выделяется около 17 МВт тепловой мощности при пиковой плотности теплового потока 7 МВт/м².

Проектные значения плотностей воспринимаемых тепловых потоков для диверторных приемников и приемников пучков системы инжекции реактора ITER приведены в табл. 1. Данные, представленные в этой таблице, показывают, что приемники должны обеспечивать безаварийное и эффективное охлаждение всех обращенных к плазме компонентов при уровне тепловых нагрузок, превосходящих характерные для традиционной энергетики (примерно 1 MBт/м²) более чем на порядок.

Охлаждение диверторных приемников и приемников пучков системы инжекции (табл. 2) осуществляется недогретым до температуры насыщения потоком воды, закрученным с помощью скрученных лент, вставленных на всю длину приемника.

Рассмотренные приемники являются основными тепловоспринимающими элементами ITER. Характерными особенностями теплообмена в них являются:

высокие значения плотности тепловых потоков; интенсификация теплообмена;

односторонний нагрев.

В настоящее время исследования по обоснованию работоспособности диверторных приемников и приемников пучков продолжаются. Высокие значения плотности тепловых потоков в сочетании со сложным течением, например закрученным потоком, и односторонним нагревом порождают весьма непростые, а в некоторых случаях и

МАТЕРИАЛЫ ОБРАЩЕННЫХ К ПЛАЗМЕ КОМПОНЕНТОВ

Элемент приемника	Плотность теплового потока, MBт/м ²	Длительность импульса, с
	Диверторные приемники	
Купол	5	Более 1000
Вертикальный приемник	20	10
	5	Более 1000
Выходной приемник	20	10
	5	Более 1000
Облицовка	1	Более 1000
	Приемники пучков системы инжекции	
Приемник отклоненных ионов	6	Более 1000
Приемник атомов	22	Более 1000

Таблица 1. Характеристики диверторных приемников и приемников пучков системы инжекции реактора ITER

Таблица 2. Проектные характеристики потока воды систем охлаждения диверторных приемников и приемников пучков системы инжекции реактора ITER

Характеристики потока воды	Диверторные приемники	Приемники пучков
Давление на входе в приемник, МПа	4.2	2.0
Потери давления в приемнике, МПа	1.6	1.0
Скорость, м/с	12	10
Температура, °С:		
на входе в приемник	100	75
на выходе из приемника	150	110

совершенно новые научные проблемы. Продолжается поиск технических решений, которые позволят уменьшить эрозию материалов, обращенных к плазме. Наиболее востребованными являются данные о расчете потерь давления и теплообмене при вынужденной конвекции (как однофазной, так и при кипении), критических тепловых нагрузках. Обзор выполненных исследований и методик расчета представлен в работах [18–21].

Для проекта ITER из нескольких способов интенсификации теплообмена выбраны такие, как закрутка потока и оребрение стенки по технологии гипервапотрон (также рассматривались нанесение пористого медного покрытия и винтовая резьба). Основное преимущество выбранных способов — возможность их использования как при однофазной вынужденной конвекции, так и при кипении. Кроме того, обеспечивается надежный теплоотвод от стенки даже при наличии локальных зон с пленочным кипением. Экспериментально подтверждена работоспособность конструкций теплообменного оборудования при значениях плотности тепловых потоков согласно табл. 1 [22].

В проекте демонстрационного реактора также должны быть решены задачи:

воспроизводства трития (следовательно, должны быть реализованы принципиально иные функции бланкета, которых не было в ITER); трансформации тепловой энергии в электри-ческую.

В настоящее время нет единой концепции конструкции бланкета термоядерного реактора. Охлаждение может осуществляться как газом, так и жидкостью, в том числе солевыми растворами и жидкими металлами. Многообразие имеющихся конструктивных проработок необходимо обосновывать с учетом процессов теплообмена. В ITER будет выполнено испытание тестовых модулей бланкетов для ТЯР, в которых плотность теплового потока должна достигать 0.5 MBt/m².

Для расчета течения и теплообмена в газовых теплоносителях можно использовать современные вычислительные коды. Однако для жидкометаллических теплоносителей они не применимы из-за возможных эффектов, например пульсаций температуры стенки, вызванных конвективными потоками [23].

Перспективное направление – добавление паров жидких металлов в периферийную зону плазмы, которое может привести к уменьшению эрозии облицовки; предлагается также использовать жидкометаллические диверторы. Для охлаждения устройств ввода паров жидких металлов (лимитеров), которые необходимо поддерживать при температуре 300–400°С, используют водовоздушные спреи. Подобный способ охлаждения имеет широкие перспективы применения, однако необходимы тщательное обоснование и разработка новых методов расчета течения и теплообмена [24].

ИСПЫТАНИЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Материалы для термоядерного реактора (вольфрам, бериллий, сталь, графит, жидкие металлы и др.) испытываются тепловыми, пучковыми, плазменными, нейтронными потоками, моделирующими условия нагрузок в термоядерном реакторе.

Вольфрам. Плазменно-тепловые нагрузки, которые испытывают элементы конструкции из вольфрама в экспериментах, проводимых на крупных современных токамаках (JET, AUG, Alcator C-Mod, T-10 и др., см. [2]), не достигают уровня нагрузок, ожидаемых в термоядерном реакторе. Поэтому испытания и исследования материалов в условиях интенсивного плазменного, корпускулярного и лазерного облучения в настоящее время ведутся также на других установках.

В [2, 25, 26] дается обзор различных методов таких исследований. В квазистационарных плазменных ускорителях типа КСПУ-Т, КСПУ-Ве, КСПУ-Х50 тестовые образцы материалов подвергаются облучению мощными импульсными плазменными потоками плотностью до 5 ГВт/м² и длительностью менее 1 мс. Такие условия имитируют уровень тепловой нагрузки на диверторные пластины ITER при экстремальных событиях – срывах плазменного разряда и ELMs³. В установках с электронным пучком {JUDITH-II (Германия), IDTF, установке НИУ МЭИ (Россия) [27], FE200 (Европа), JEBIS (Япония) и др., см. [2]} используется электронный пучок большой мощности (в IDTF до 800 кВт, в JUDITH II до 200 кВт, в JEBIS до 60 кВт, в установке НИУ МЭИ до 60 кВт), сканирование которого по поверхности образца обеспечивает облучение пучком электронов большой тепловой мощности. Установки с вытягиванием ионного пучка из сильноточного разряда типа Magnum-PSI [26], PISCES [28], Pilot-PSI [29] позволяют получать плотность теплового потока облучения до 10 MBт/м² и более в стационарном режиме в течение десятков и сотен секунд. В России испытания вольфрама проводятся также в установках ПЛМ [27], ГОЛ-3 [30], СОПМАТТ [31], ЛЕНТА [32] при тепловых нагрузках на исследуемый материал, идентичных нагрузкам пристеночной плазмы токамаков.

Имитация воздействия ELMs на тестовые образцы из вольфрама в термоядерном реакторе (т.е. совмещение мощной стационарной и импульсной нагрузок) является довольно сложной задачей. В установке Magnum-PSI используется режим импульсного увеличения мощности плазменного разряда продолжительностью до 100 с, а в установке NAGDIS-II — инжекция плазменного сгустка из коаксиального плазменного ускорителя [33] в стационарный плазменный разряд. В последние годы опубликовано несколько обзоров о характеристиках вольфрама после проведения плазменных и тепловых испытаний (см. [2]).

Строгая классификация процессов разрушения обращенных к плазме компонентов, изготовленных из вольфрама, при мощных плазменно-тепловых нагрузках в термоядерных установках с магнитным удержанием плазмы (токамаках, стеллараторах и линейных установках) до настоящего времени окончательно не составлена. Это связано с относительно небольшим объемом данных, полученных в экспериментах на термоядерных установках с образцами из вольфрама. Общие подходы к такой классификации строятся на анализе процессов разрушения, известных в металлургии, а также на анализе данных, полученных при испытаниях вольфрама в нетермоядерных установках, обеспечивающих интенсивное плазменное, корпускулярное и лазерное облучение. Следует отметить, что процессы разрушения материалов в таких установках не вполне идентичны процессам, происходящим при взаимодействии плазма стенка в термоядерных установках с магнитным удержанием. Это обусловлено наличием в токамаках и стеллараторах сильного магнитного поля, взаимодействием плазмы со стенкой. Такое взаимодействие зависит от:

аномального переноса энергии и частиц в плазме и из плазмы на поверхность, т.е. свойств анизотропии переноса, вызванной магнитным полем;

свойств поверхности (термоэлектронной эмиссии, проводимости, теплопроводности) и состояния приповерхностной плазмы;

протекания токов из плазмы на поверхность, по поверхностным слоям и расплавам [34, 35].

Рассматриваются следующие эффекты эрозии и разрушения материала (см. [2]):

распыление поверхности при бомбардировке заряженными частицами плазмы, воздействие униполярных дуг, растрескивание (приводящее к снижению механической прочности);

плавление поверхности материала при высокой плазменно-тепловой нагрузке, течение такого расплава по поверхности под действием газокинетического давления плазмы;

капельная эрозия — основной механизм потери материала с расплавленной поверхности;

испарение атомов с поверхности и процессы кипения расплавленного материала поверхности,

³ ELMs (от англ. edge localized modes) — мощные плазменные нагрузки в неустойчивых режимах удержания плазмы в токамаке.

приводящие к эрозии (при сверхвысоких потоках мощности достигается редко);

рекристаллизация и затвердевание расплавленного слоя;

охрупчивание поверхностных слоев материала при плазменно-тепловой нагрузке;

изменение рельефа поверхности вольфрама при затвердевании расплавленного слоя (периодическом повышении температуры материала);

усталостное разрушение поверхности обращенных к плазме компонентов;

растрескивание поверхности обращенных к плазме компонентов (деградация механической прочности).

Напряжения, возникающие при затвердевании расплавленного слоя и рекристаллизации вольфрамовой поверхности, могут эволюционировать при циклических (т.е. периодически повторяющихся) термических воздействиях на металл. Поскольку при ELMs в токамаке возникают импульсные периодические нагрузки с частотой несколько герц, то испытания макетов диверторной облицовки проводятся в режиме термоциклирования. Для дивертора ITER выбор марки вольфрама и конструкции моноблока проводился на основе результатов термоциклических и термоударных испытаний [36].

Облучение вольфрамовых моноблоков ITER, изготовленных из вольфрама различных марок, электронными пучками в установке IDTF и других установках Европы и Японии показало, что при термоциклировании они (моноблоки) растрескиваются (см. [2] и ссылки, приведенные в этой работе). Типичные параметры таких испытаний в IDTF:

Температура поверхности, °С	1000–1500
Средняя мощность нагрузки, МВт/м ²	10–20
Максимальная энергия импульса,	
МДж/м ²	0.1

Следует отметить, что исследуемый диапазон температур находится ниже и выше температуры рекристаллизации вольфрама. Стойкость вольфрамовых моноблоков зависит от изначальной микроструктуры вольфрама.

Серия экспериментов составила от 5000 до 18000 импульсов длительностью около 0.5 мс (ожидаемая длительность одиночного ELM в ITER).

Капельная эрозия при плавлении вольфрама исследовалась в КСПУ-Т [37]. Пластины из вольфрама для ITER под нагрузкой 1.6 МДж/м² (что соответствует мощной нагрузке на материал первой стенки при опасных процессах срыва плазменного разряда в ITER) в экспериментах на КСПУ-Т

ТЕПЛОЭНЕРГЕТИКА № 3 2021



Рис. 3. Состояние поверхности пластины из вольфрама после испытаний в установке КСПУ-Т при нагрузке 1.6 МДж/м² (эквивалентно воздействию срыва плазменного разряда в ITER) и после 100 плазменных импульсов воздействия



Рис. 4. Плавление и эрозия вольфрамовой пластины (размеры пластины $67 \times 38 \times 10$ мм), установленной на внутреннем обводе полоидальной диафрагмы в то-камаке T-10

после 100 импульсов оплавляются, поверхность значительно изменяется (рис. 3). При такой эрозии поверхность модифицируется, формируются переплавленные слои, образуются застывшие капли после переосаждения (рис. 4) [38]. Такая проблема, как формирование пылевых частиц в плазменных установках, также обусловлена капельной эрозией ([39] и др.).

В экспериментах на токамаке T-10 с вольфрамовыми диафрагмами (лимитерами) были зарегистрированы повышенные тепловые нагрузки на краю полоидальной диафрагмы на внутреннем



Рис. 5. Вольфрамовая пластина с высокопористой наноструктурой типа "пух" после обработки в установке ПЛМ (плазменный линейный мультикасп)



Рис. 6. Состояние бериллиевых макетов (Be/CuCrZr) размерами 75 × 50 × 8 мм в КСПУ-В после испытаний при плазменной нагрузке 1.0 МДж/м² и температуре 500°С [43]

обводе диафрагмы при длительности такой нагрузки более 100 мс (т.е. в квазистационарных условиях) в серии из 400 разрядов [40, 41] (см. рис. 4). Анализ поверхности вольфрамовых пластин после этих разрядов выявил эффекты дугообразования. Возникающие на поверхности дуговые кратеры имеют диаметр примерно от 1 до 100 мкм. Множественные эффекты эрозии, такие как растрескивание, плавление поверхностного слоя, движение расплавленного металла по поверхности, рекристаллизация расплавленного слоя, приводят к формированию шероховатой поверхности. Условия в плазменном слое над шероховатой поверхностью и расплавом благоприятны для формирования дуг и искр, которые способствуют повышенному переносу тепла от плазмы к поверхности и охлаждению плазмы. Такие процессы в токамаке могут привести к перегреву и эрозии материалов первой стенки и дивертора.

После облучения вольфрамовых образцов в гелиевой плазме (эксперименты в ПЛМ, NAGDIS-II, AIT-PID) обнаружено формирование высокопористой неоднородной нано- и микроструктуры [2]. При температуре образнов от 800 до 1000°С (время облучения плазмой более 30 мин) на изначально гладких образцах устойчиво формировалась наноструктурированная высокопористая поверхность со структурой типа "пух" с размером нановолокон от примерно 20 до 50 нм (рис. 5). Такие поверхности способны поглощать большой объем рабочего газа в реакторе, в том числе трития, что приводит к критическому превышению уровня радиоактивности. Таким образом, проблема поглощения трития в материалах стенки для термоядерного реактора остается актуальной. При разрушении пористой поверхности формируются субмикронные пылевые частицы. Когда такие пылевые частицы попадают в плазму, она будет охлаждаться и ее параметры, соответственно, будут ухудшаться. Это может создавать проблемы для достижения рабочих режимов реактора.

Перечисленные результаты испытаний образцов и обращенных к плазме компонентов из чистого вольфрама выявили несколько критических вопросов, которые следует рассмотреть при проектировании обращенной к плазме теплозащитной облицовки в ДЕМО. Требуется осмыслить концепцию разработки такой вольфрамовой облицовки [42].

Бериллий. Плазменно-тепловые испытания бериллиевых пластин облицовки ITER проводились в пучковых установках, плазменном ускорителе КСПУ-Ве [43–46] и токамаке JET [47].

Эрозия поверхности образцов из бериллия марок TGP-56FW и S-65C изучалась при испытаниях в КСПУ-Ве при тепловых нагрузках 0.2– 2.1 МДж/м² и температуре 500°C с длительностью импульса 0.5 мс. Как видно из рис. 6, наблюдались плавление бериллия, капельная эрозия, движение слоя расплава вдоль направления потока плазмы, повторное затвердевание слоя расплава и образование трещин [43].

Сталь. Элементы конструкции ITER в портплагах (патрубках доступа к вакуумной камере и плазменному разряду) планируется изготовить из стали марки 316L(N)-IG с пониженным содержанием углерода (0.015–0.030%) и азота (0.06–0.08%). При срывах плазменного разряда в ITER ожидается выброс плазменных потоков на поверхность порт-плагов, что может вызвать их эрозию и разрушение. Испытания образцов из стали марки 316L(N)-IG проведены в КСПУ-Т импульсными плазменными нагрузками до 0.5 МДж/м² и длительностью импульса до 1.0 мс [48]. Такие нагрузки превышают порог плавления используемой стали почти в 2 раза и моделируют условия при гашении срыва плазменного разряда в ITER. После одного импульса глубина плавления поверхности стали была около 10 мкм, а после большого числа импульсов наблюдались такие изменения поверхности, как формирование волнообразной структуры и нерегулярной шероховатости, а также образование трещин на поверхности образцов, изменения микроструктуры, рекристаллизация поверхности.

Графит и композитные материалы. Для замедления нейтронов применяют модераторы и отражающие материалы, в качестве которых можно использовать вещества, содержащие элементы с малыми значениями атомной массы и сечения поглощения нейтронов. К ним относятся: графит, карбиды вольфрама, титана, циркония и кальция, нержавеющая сталь, вода. Наилучшими характеристиками обладает графит. Испытания графита и углеродных композитов в качестве материала первой стенки проводились в токамаках [49] и КСПУ [37, 50]. В плазменных и пучковых экспериментах исследуются композитные соединения углерод — карбид бора [51].

Компоненты из жидких металлов. Предлагается несколько типов обращенных к плазме компонентов термоядерных реакторов на основе жидких металлов: капиллярно-пористые системы (КПС) [52–55], жидкометаллические ванны (в токамаке NSTX), системы с жидкометаллическим потоком по стенке или диафрагме и др. [56-61]. Основными преимуществами таких КПС, по сравнению с твердыми материалами, являются их устойчивость к деградации свойств в условиях токамака и способность к самовосстановлению поверхности при нормальном разряде термоядерного реактора, ELMs и срывах плазменного разряда. Верхний предел рабочей температуры для всех рассматриваемых легкоплавких металлов находится в интервале 550-600°С. Для систем с литием необходимо учитывать ограничение по допустимому потоку атомов в плазму, для систем с оловом и галлием критическим параметром является коррозионная стойкость конструкционных материалов к воздействию этих элементов. Для жидкометаллических компонентов с использованием Li, Ga, Sn верхний предел тепловых нагрузок в стационарном режиме работы близок к 18-20 MBт/м². Тепловые испытания конструкции КПС нагрузками до 10 MBт/м² показали перспек-

ТЕПЛОЭНЕРГЕТИКА № 3 2021

тивность их использования в термоядерном реакторе [24]. Все рассматриваемые жидкие металлы могут провоцировать охрупчивание и коррозию конструкционных материалов. Для токамаков по совокупности свойств литий является наиболее привлекательным жидким металлом для КПС. Применение Li в КПС позволяет снизить плазменно-тепловые нагрузки на первую стенку токамака. Испытания литиевых КПС проведены на токамаках T-11M, T-10 и стеллараторе TJ-II.

выводы

1. Внутренние компоненты термоядерного реактора будут испытывать различные тепловые нагрузки, связанные с температурными градиентами, локальной дозой облучения с энергетическим спектром нейтронов термоядерной реакции. Выбор материалов для создания систем термоядерного реактора будет зависеть от параметров тепловой нагрузки. Срок службы таких систем будет определяться стойкостью материалов к нейтронным и тепловым нагрузкам. Основной проблемой при реализации термоядерной электростанции является отвод тепла.

2. Ожидается, что в сооружаемом международном термоядерном экспериментальном реакторе ITER плотность теплового потока в тестовых модулях бланкетов составит 0.5 MBт/м², нагрузка на диверторные пластины может достигать 10 MBт/м² и более. В ITER будут использоваться конструкции, материалы и технологии, которые прошли основные испытания, в системах охлаждения ITER – вынужденная однофазная конвекция турбулентного потока воды, интенсификаця теплообмена будет осуществляться путем внутреннего оребрения и закрутки потока.

3. Следующий шаг в развитии термоядерных исследований после ITER заключается в проработке проекта демонстрационного реактора ДЕМО и термоядерной электростанции, линейные размеры которых будут примерно на 50% больше размеров ITER, мощность синтеза — в 5 и 7 раз выше, чем в ITER. В ДЕМО должны быть решены проблемы трансформации тепловой энергии в электрическую. В настоящее время нет единой концепции конструкции бланкета ДЕМО и термоядерной электростанции. Потребуется дополнительно развить технологии создания бланкета. Выбор материалов для ДЕМО должен быть основан на учете потока нейтронов с термоядерным спектром с нагрузкой до 2 МВт/м² и более.

4. Следует реализовать системный подход с рассмотрением каждой из основных инженерных систем. Предстоит решить вопросы промышленного производства новых материалов-кандидатов для создания термоядерного реактора. Охлаждение компонентов может осуществляться как га-

зом, так и жидкостью, в том числе солевыми растворами и жидкими металлами. В теплоносителях и системах теплообмена и охлаждения должны быть достигнуты параметры потока, в настоящее время не имеющие аналогов. Многообразие конструктивных проработок, предлагаемых в российском и зарубежных проектах, необходимо обосновывать с учетом теплообмена в конструкциях внутрикамерных компонентов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

- 1. **EUROfusion**: European Roadmap to the Realisation of Fusion Energy. EUROfusion, Sept. 2018. www.eurofusion.org/eurofusion/roadmap
- Будаев В.П. Результаты испытаний вольфрамовых мишеней дивертора при мощных плазменно-тепловых нагрузках, ожидаемых в ИТЭР и токамаках реакторного масштаба (обзор) // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез [Москва]. 2015. Т. 38. Вып. 4. С. 5–33.

https://doi.org/10.21517/0202-3822-2015-38-4-5-33

 Physics basis and design of the ITER plasma-facing components / R.A. Pitts, S. Carpentier, F. Escourbiac, T. Hiraia, V. Komarov, A.S. Kukushkin, S. Lisgo, A. Loarte, M. Merola, R. Mitteau, A.R. Raffray, M. Shimada, P.C. Stangeby // J. Nucl. Mater. 2011. V. 415. Is. 1. P. 957–964.

https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2011.01.114

- Plasma exhaust and divertor studies in Japan and Europe broader approach, DEMO design activity / N. Asakura, K. Hoshino, H. Utoh, Y. Someya, S. Suzuki, C. Bachmann, H. Reimerdes, R. Wenninger, H. Kudo, S. Tokunaga, Y. Homma, Y. Sakamoto, R. Hiwatari, K. Tobita, J.-H. You, G. Federici, K. Ezato, Y. Seki, N. Ohno // Fusion Eng. Des. 2018. V. 136. Part B. P. 1214–1220. https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2018.04.104
- Stork D., Zinkle S.J. Introduction to the special issue on the technical status of materials for a fusion reactor //
- Nucl. Fusion. 2017. V. 57. Is. 9. P. 092001. https://doi.org/10.1088/1741-4326/aa69e4
- The accomplishment of the engineering design activities of IFMIF/EVEDA: The European-Japanese project towards a Li(*d*, *xn*) fusion relevant neutron source / J. Knaster, A. Ibarra, J. Abal, A. Abou-Sena, F. Arbeiter, F. Arranz, J.M. Arroyo, E. Bargallo, P.-Y. Beauvais, D. Bernardi, N. Casal, J.M. Carmona, N. Chauvin, M. Comunian, O. Delferriere et al. // Nucl. Fusion. 2015. V. 55. Is. 8. P. 086003. https://doi.org/10.1088/0029-5515/55/8/086003
- A stepped approach IFMIF/EVEDA towards IFMIF / A. Ibarra, R. Heidinger, P. Barabaschi, F. Mota, A. Mosnier, Ph. Cara, F.S. Nitti // Fusion Sci. Technol. 2014. V. 66. № 1. P. 252–259.

https://dx.doi.org/10.13182/FST13-778

Гибридный термоядерный реактор для производства ядерного горючего с минимальным радиоактивным загрязнением топливного цикла / Е.П. Велихов, М.В. Ковальчук, Э.А. Азизов, В.В. Игнатьев, С.А. Субботин, В.Ф. Цибульский // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез [Москва]. 2014. Т. 37. Вып. 4. С. 5–10.

- ITER TBM Program and associated system engineering / L.M. Giancarlia, M.-Y. Ahn, I. Bonnett, Ch. Boyer, P. Chaudhuri, W. Davis, G. Dell'Orco, M. Iseli, R. Michling, J.-Ch. Neviere, R. Pascal, Y. Poitevin, I. Ricapito, I. Schneiderova, L. Sexton et al. // Fusion Eng. Des. 2018. V. 136. Part B. P. 815–821. https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2018.04.014
- Overview of the DEMO conceptual design activity in Japan / K. Tobita, R. Hiwatari, H. Utoh, Y. Miyoshi, N. Asakura, Y. Sakamoto, Y. Someya, Y. Homma, M. Nakamura, K. Hoshino, H. Tanigawa, M. Nakamichi, S. Tokunaga, H. Kudo, A. Nishimura // Fusion Eng. Des. 2018. V. 136. Part B. P. 1024–1031. https://doi.org/10.1016/j
- Objective and status of EUROfusion DEMO blanket studies / L.V. Boccaccini, G. Aiello, J. Aubert, C. Bachmann, T. Barrett, A. del Nevo, D. Demange, L. Forest, F. Hernandez, P. Norajitra, G. Porempovic, D. Rapisarda, P. Sardain, M. Utili, L. Valai // Fusion Eng. Des. 2015. V. 109–111. Part. B. P. 1199–1206. https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2015.12.054
- Wu Y. Neutronics of advanced nuclear systems. Springer Singapore, 2019. https://doi.org/10.1007/978-981-13-6520-1
- Основы проектирования магнитных термоядерных реакторов / Алексеев А.Б. и др.; под ред. Глухих В.А., Саксаганского Г.Л. СПб.: Изд-во Политехн. ун-та, 2016.
- Materials for DEMO and reactor applications boundary conditions and new concepts / J.W. Coenen, S. Antusch, M. Aumann, W. Biel, J. Du, J. Engels, S. Heuer, A. Houben, T. Hoeschen, B. Jasper, F. Koch, J. Linke, A. Litnovsky, Y. Mao, R. Neu et al. // Phys. Scr. 2016. V. T167. P. 014002. https://doi.org/10.1088/0031-8949/2016/T167/014002
- Progress in the ITER physics basis. Chap. 4: Power and particle control / A. Loarte, B. Lipschultz, A.S. Kukushkin, G.F. Matthews, P.C. Stangeby, N. Asakura, G.F. Counsell, G. Federici, A. Kallenbach, K. Krieger, A. Mahdavi, V. Philipps, D. Reiter, J. Roth, J. Strachan et al. // Nucl. Fusion. 2007. V. 47. Is. 6. P. 203–263. https://doi.org/10.1088/0029-5515/47/6/S04
- 16. Люблинский И.Е., Вертков А.В., Семенов В.В. Сравнительный анализ возможности применения легкоплавких металлов с капиллярно-пористой системой в условиях токамака // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез [Москва]. 2015. Т. 38. Вып. 1. С. 7–14. https://doi.org/10.21517/0202-3822-2015-38-1-7-14
- ITER divertor materials and manufacturing challenges / T. Hirai, V. Barabash, F. Escourbiac, A. Durocher, L. Ferrand, V. Komarov, M. Merola // Fusion Eng. Des. 2017. V. 125. P. 250–255. https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2017.07.009
- Дедов А.В. Критические тепловые нагрузки при кипении в недогретом потоке // Теплоэнергетика. 2010. № 3. С. 2–8.
- Hydrodynamics and heat transfer in swirl flow under conditions of one-side heating. Part 1: Pressure drop and single-phase heat transfer / A.V. Dedov, A.T. Komov, A.N. Varava, V.V. Yagov // Int. J. Heat Mass Transfer. 2010. V. 53. Is. 19–20. P. 4123–4131. https://doi.org/10.1016/j.ijheatmasstransfer.2010.05.034

- 20. Hydrodynamics and heat transfer in swirl flow under conditions of one-side heating. Part 2: Boiling heat transfer. Critical heat fluxes / A.V. Dedov, A.T. Komov, A.N. Varava, V.V. Yagov // Int. J. Heat Mass Transfer. 2010. V. 53. Is. 21-22. P. 4966-4975. https://doi.org/10.1016/j.ijheatmasstransfer.2010.05.035
- 21. Ягов В.В., Дедов А.В. Теплообмен при пленочном кипении в турбулентном потоке недогретой жидкости // Теплоэнергетика. 2009. № 3. С. 21-29.
- 22. Critical heat flux analysis and R&D for the design of the ITER divertor / A.R. Raffray, J. Schlosser, M. Akiba, M. Araki, S. Chiocchio, D. Driemeyer, F. Escourbiac, S. Grigoriev, M. Merola, R. Tivey, G. Vieider, D. Youchisonh // Fusion Eng. Des. 1999. V. 45. Is. 4. P. 377-407.

https://doi.org/10.1016/S0920-3796(99)00053-8

23. Temperature fluctuations in a nonisothermal mercury pipe flow affected by a strong transverse magnetic field / I. Belyaev, P. Frick, N. Razuvanov, E. Sviridov, V. Sviridov // Int. J. Heat Mass Transfer. 2018. V. 127. Part A. P. 566-572.

https://doi.org/10.1016/j.ijheatmasstransfer.2018.07.010

- 24. The use of dispersed gas-liquid flow for cooling of the tokamak T-10 liquid metal limiter / A.V. Vertkov, A.T. Komov, I.E. Lyublinski, S.V. Mirnov, A.N. Varava, A.V. Dedov, A.V. Zaharenkov, P.G. Frick // Probl. At. Sci. Technol. Ser.: Thermonuclear Fusion. 2018. V. 41. Is. 1. P. 57–64. https://doi.org/10.21517/0202-3822-2018-41-1-57-64
- 25. Investigation of the impact on tungsten of transient heat loads induced by laser irradiation, electron beams and plasma guns / A. Huber, A.V. Burdakov, M. Zlobinski, M. Wirtz, J.W. Coenen, J. Linke, Ph. Mertens, V. Philipps, G. Pintsuk, B. Schweer, G. Sergienko, A.A. Shoshin, U. Samm, B. Unterberg // Fusion Sci. Technol. 2013. V. 63. № 1T. P. 197–200.
- 26. High heat flux capabilities of the Magnum-PSI linear plasma device / G. de Temmerman, M.A. Van den Berg, J. Scholten, A. Lof, H.J. Van der Meiden, H.J.N. van Eck, T.W. Morgan, T.M. de Kruijf, P.A. Zeijlmans van Emmichoven, J.J. Zielinski // Fusion Eng. Des. 2013. V. 88. Is. 6-8. P. 483-487. https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2013.05.047
- 27. Плазменная установка НИУ "МЭИ" для испытаний тугоплавких металлов и создания высокопористых материалов нового поколения / В.П. Будаев, С.Д. Федорович, М.В. Лукашевский, Ю.В. Мартыненко, М.К. Губкин, А.В. Карпов, А.В. Лазукин, Е.А. Шестаков // ВАНТ. Сер. Термоядерный син-тез [Москва]. 2017. Т. 40. Вып. 3. С. 23–36. https://doi.org/10.21517/0202-3822-2017-40-3-23-36
- 28. Goebel D.M., Campbell G., Conn R.W. Plasma surface interaction experimental facility (PISCES) for materials and edge physics studies // J. Nucl. Mater. 1984. V. 121. P. 277–282.

https://doi.org/10.1016/0022-3115(84)90135-1

29. ELM-simulation experiments on Pilot-PSI using simultaneous high flux plasma and transient heat/particle source / G. de Temmerman, J.J. Zielinski, S. van Diepen, L. Marot, M. Price // Nucl. Fusion. 2011. V. 51. Is. 7. P. 073008.

https://doi.org/10.1088/0029-5515/51/7/073008

30. Plasma heating and confinement in GOL-3 multimirror trap / A. Burdakov, A. Azhannikov, V. Astrelin, A.D. Beklemishev, V. Burmasov, G. Derevyankin,

ТЕПЛОЭНЕРГЕТИКА Nº 3 2021

V.G. Ivanenko, I.A. Ivanov, M.V. Ivantsivskiy, I. Kandaurov, V. Konyukhov, I.A. Kotelnikov, V. Kovenya, T. Kozlinskaya, K.N. Kuklin et al. // Fusion Sci. Technol. 2007. V. 51. № 2T. P. 106-111. https://doi.org/10.13182/FST07-A1327

- 31. Установка для нанесения покрытия карбида бора и тестирования материалов и покрытий при интенсивном плазменном облучении / Э.А. Азизов, А.А. Айрапетов, Л.Б. Беграмбеков, О.И. Бужинский, С.В. Вергазов, А.В. Грунин, А.А. Гордеев, А.М. Захаров, А.М. Калачев, И.В. Мазуль, Р.А. Рахманов, Я.А. Садовский, П.А. Шигин // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез [Москва]. 2014. Т. 37. Вып. 4. C. 30-38.
- 32. Khripunov B.I. Erosion of fusion materials under highpower steady-state plasma streamon the LENTA facility // Proc. 21st IAEA Fusion Energy Conf. China, Chengdu, 16–21 Oct. 2006. (Vienna: IAEA.) CD-ROM file IAEA-CN-149. Rep. EX/P4-3
- 33. Surface damage characteristics of CFC and tungsten with repetitive ELM-like pulsed plasma irradiation / Y. Kikuchi, D. Nishijima, M. Nakatsuka, K. Ando, T. Higashi, Y. Ueno, M. Ishihara, K. Shoda, M. Nagata, T. Kawai, Y. Ueda, N. Fukumoto, R.P. Doerner // J. Nucl. Mater. 2011. V. 415. Is. 1. Supplement. P. S55-S58.

https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2010.12.019

- 34. Будаев В.П., Химченко Л.Н. Фрактальная нано- и микроструктура осажденных пленок в термоядерных установках // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез [Москва]. 2008. Вып. 3. С. 34-61.
- 35. Takamura S. Power transmission factor through the sheath in deuterium plasmas for virgin as well as nanostructured tungsten // J. Nucl. Mater. 2015. V. 463. P. 325-328.
 - https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2014.09.060
- 36. ITER-W monoblocks under high pulse number transient heat loads at high temperature / Th. Loewenhoff, J. Linke, G. Pintsuk, R.A. Pitts, B. Riccardi // J. Nucl. Mater. 2015. V. 463. P. 202-205. https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2014.11.002
- 37. Effect of ELMs on ITER divertor armour materials / A. Zhitlukhin, N. Klimov, I. Landman, J. Linke, A. Loarte, M. Merola, V. Podkovyrov, G. Federici, B. Bazylev, S. Pestchanyi, V. Safronov, T. Hirai, V. Maynashev, V. Levashov, A. Muzichenko // J. Nucl. Mater. 2007. V. 363-365. P. 301-307. https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2007.01.027
- 38. Experimental study of PFCs erosion and eroded material deposition under ITER-like transient loads at plasma gun facility QSPA-T / N. Klimov, V. Podkovyrov, A. Zhitlukhin, D. Kovalenko, J. Linke, G. Pintsuk, I. Landman, S. Pestchanyi, B. Bazylev, G. Janeschitz, A. Loarte, M. Merola, T. Hirai, G. Federici, B. Riccardi, I. Mazul, R. Giniyatulin, L. Khimchenko, V. Koidan // J. Nucl. Mater. 2011. V. 415. Supplement. S59-S64.

https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2011.01.013

- 39. Martynenko Yu.V. Movement of melt metal laver and droplet erosion under plasma flow action typical for ITER transient regimes // ВАНТ. Сер. Термоядер-ный синтез [Москва]. 2014. Т. 37. Вып. 2. С. 53–59.
- 40. Эффекты дугообразования при действии плазмы на вольфрамовые компоненты первой стенки в токамаке / В.П. Будаев, Л.Н. Химченко, С.А. Гра-

шин, А.В. Карпов // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез [Москва]. 2019. Т. 42. Вып. 1. С. 51–56. https://doi.org/10.21517/0202-3822-2019-42-1-51-56

- Tungsten melting and erosion under plasma heat load in tokamak discharges with disruptions / V.P. Budaeva, Yu.V. Martynenko, S.A. Grashin, R.N. Giniyatulin, I.I. Arkhipov, A.V. Karpova, P.V. Savrukhin, E.A. Shestakov, R.Yu. Solomatin, L.B. Begrambekov, N.E. Belova, S.D. Fedorovich, L.N. Khimchenko, V.M. Safronove // Nucl. Mater. Energy. 2017. V. 12. P. 418–422. https://doi.org/10.1016/j.nme.2016.11.029
- 42. Plasma performance of smart tungsten-based alloys for a future fusion power plant / A. Litnovsky, J. Schmitz, F. Klein, K. de Lannoye, A. Kreter, Th. Morgan, J.W. Coenen, Ch. Linsmeier // Сб. материалов XXIII конф. "Взаимодействие плазмы с поверхностью". М.: НИЯУ МИФИ, 23–24 января 2020 г.
- First experiments at the QSPA-Be plasma gun facility / D.V. Kovalenko, N.S. Klimov, V.L. Podkovyrov, A.D. Muzichenko, A.M. Zhitlukhin, L.N. Khimchenko, R. Giniyatulin, I.B. Kupriyanov // Phys. Scr. 2011. V. T145. P. 014065. https://doi.org/10.1088/0031-8949/2011/T145/014065
- Erosion of beryllium under ITER relevant transient plasma loads / I.B. Kupriyanov, G.N. Nikolaev, L.A. Kurbatova, N.P. Porezanov, V.L. Podkovyrov, A.D. Muzichenko, A.M. Zhitlukhin, A.A. Gervash, V.M. Safronov // Fusion Eng. Des. 2015. V. 463. P. 781–786. https://doi.org/10.1016/i.inucmat.2015.01.050
- Effect of transient heating loads on beryllium / I.B. Kupriyanov, N.P. Porezanov, G.N. Nikolaev, L.A. Kurbatova, V.L. Podkovyrov, A.D. Muzichenko, A.M. Zhitlukhin, L.N. Khimchenko, A.A. Gervashd // Fusion Eng. Des. 2014. V. 89. Is. 7–8. P. 1074–1080. https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2014.01.013
- 46. Study of beryllium damage under ITER-relevant transient plasma and radiative loads / I.B. Kupriyanov, N. Porezanov, G. Nikolaev, L. Kurbatova, V. Podkovyrov, A. Muzichenko, A. Zhitlukhin, Yu.M. Gasparyan // Fusion Sci. Technol. 2014. V. 66. Is. 1. P. 171–179. https://doi.org/10.13182/FST13-749
- First operation with the JET international thermonuclear experimental reactor-like wall / R. Neu, G. Arnoux, M. Beurskens, V. Bobkov, S. Brezinsek, J. Bucalossi, G. Calabro, C. Challis, E. de la Luna, P.C. de Vries, R. Dux, L. Frassinetti, C. Giroud, M. Groth, J. Hobirk, J. Emmanuel et al. // Phys. Plasmas. 2013. V. 20. Is. 5. P. 056111.

https://doi.org/10.1063/1.4804411

- 48. Рекристаллизация и изменение рельефа поверхности стали под воздействием излучения в плазменных разрядах большой мощности / В.П. Будаев, Ю.В. Мартыненко, Л.Н. Химченко, А.М. Житлухин, Н.С. Климов, Р.А. Питтс, И. Линке, Б. Базылев, Н.Е. Белова, А.В. Карпов, Д.В. Коваленко, В.Л. Подковыров, А.Д. Ярошевская // Физика плазмы. 2013. Т. 39. № 11. С. 1–16.
- 49. Будаев В.П., Химченко Л.Н. Фрактальная нано- и микроструктура осажденных пленок в термоядерных установках // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез [Москва]. 2008. Вып. 3. С. 34–61.
- Experimental study of PFCs erosion under ITER-like transient loads at plasma gun facility QSPA / N. Klimov, V. Podkovyrov, A. Zhitlukhin, D. Kovalenko, B. Bazylev, G. Janeschitz, I. Landman, S. Pestchanyi,

G. Federici, A. Loarte, M. Merola, J. Linke, T. Hirai, J. Companf // J. Nucl. Mater. 2009. V. 390–391. P. 721–726.

https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2009.01.197

- Беграмбеков Л.Б., Бужинский О.И. Свойства карбида бора и его использование в качестве защитных покрытий на первой стенке токамака // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез [Москва]. 2006. Вып. 4. С. 14–20.
- Recent lithium experiments in tokamak T-11M / S.V. Mirnov, A.M. Belov, N.T. Djigailo, A.N. Kostina, V.B. Lazarev, I.E. Lyublinski, V.M. Nesterenko, A.V. Vertkov // J. Nucl. Mater. 2013. V. 438. Supplement. P. S224–S228.
- Li collection experiments on T-11M and T-10 in framework of Li closed loop concept / S.V. Mirnov, A.G. Alekseev, A.M. Belov, N.T. Djigailo, A.N. Kostina, V.B. Lazarev, I.E. Lyublinski, V.M. Nesterenko, A.V. Vertkov, V.A. Vershkov // Fusion Eng. Des. 2012. V. 87. Is. 10. P. 1747–1754.
 https://doi.org/10.1016/j.fusangdos.2011.10.005

https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2011.10.005

- 54. Люблинский И.Е., Вертков А.В., Семенов В.В. Сравнительный анализ возможности применения легкоплавких металлов с капиллярно-пористой системой в условиях токамака // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез [Москва]. 2015. Т. 38. Вып. 1. С. 7–14.
- 55. Protection of tokamak plasma facing components by a capillary porous system with lithium / I. Lyublinski, A. Vertkov, S. Mirnov, V. Lazarev // J. Nucl. Mater. 2015. V. 463. P. 1156–1159. https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2014.12.017
- 56. Литий в термоядерной и космической энергетике XXI века / В.Н. Михайлов, В.А. Евтихин, И.Е. Люблинский, А.В. Вертков, А.Н. Чуманов. М.: Энергоатомиздат, 1999.
- 57. Lithium divertor concept and results of supporting experiments / V.A. Evtikhin, I.E. Lyublinski, A.V. Vertkov, S.V. Mirnov, V.B. Lazarev, N.P. Petrova, S.M. Sotnikov, A.P. Chernobai, B.I. Khripunov, V.B. Petrov, D.Yu. Prokhorov, V.M. Korzhavin // Plasma Phys. Control. Fusion. 2002. V. 44. № 6. P. 955–977. https://doi.org/10.1088/0741-3335/44/6/322
- 58. Люблинский И.Е., Вертков А.В., Евтихин В.А. Физико-химические основы использования лития в жидкометаллических системах термоядерного реактора // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез [Москва]. 2007. Вып. 4. С. 13–44.
- Status and prospect of the development of liquid lithium limiters for stellarotor TJ-II / A.V. Vertkov, I.E. Lyublinski, F. Tabares, E. Ascasibar // Fusion Eng. Des. 2012. V. 87. Is. 10. P. 1755–1759. https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2011.10.004
- Deuterium retention in liquid lithium / M.J. Baldwin, R.P. Doerner, S.C. Luckhard, R.W. Conn // Nucl. Fusion. 2002. V. 42. Is. 11. P. 1318–1323. https://doi.org/10.1088/0029-5515/42/11/305
- Lithium wall stellarator experiment in TJ-II / F.L. Tabàres, D. Tafalla, J. Ferreira, M.A. Ochando, F. Medina, E. Ascasibar, T. Estrada, C. Fuentes, I. García-Cortés, J. Guasp, M. Liniers, I. Pastor // Plasma Fusion Res. 2010. V. 5. S1012. https://doi.org/10.1585/pfr.5.S1012

The Plasma-Facing Materials of Tokamak Thermonuclear Reactors: Requirements, Thermal Stabilization, and Tests (a Review)

G. Van Oost^{a, b}, A. V. Dedov^{a, *}, and V. P. Budaev^a

^aNational Research University Moscow Power Engineering Institute, Moscow, 111250 Russia ^bGhent University, Ghent, B-9000 Belgium *e-mail: dedovav@mpei.ru

Abstract—The results from experimental investigations of chamber internal parts and plasma-facing materials proposed for use in a thermonuclear reactor are reviewed. The thermonuclear reactor internals will experience various heat loads connected with temperature gradients and local exposure dose with the nuclear reaction neutron energy spectrum. The lifetime of the systems will depend on the resistance of materials to neutron and heat loads. Assurance of heat removal is one of serious problems to be solved in implementing a thermonuclear power plant. The components can be cooled either by gas or liquid, including salt solutions and liquid metals. The parameters of coolants, heat-transfer systems, and cooling systems will take values that are still not attainable as of yet. The variety of available design elaborations suggested in the Russian and foreign projects must be substantiated in terms of heat transfer. The parameters of heat and neutron loads will govern the choice of materials for the thermonuclear reactor systems. The international thermonuclear experimental reactor (ITER), which is under construction, will be built using structures, materials, and technologies that have passed the main tests. The ITER cooling systems will operate with forced single-phase convection of turbulent water flow; the heat transfer will be intensified by using inner finning and flow swirling. The thermal protection lining of the plasma-facing chamber's internal parts in the zones of the highest plasma and heat load will be made of tungsten. In elaborating the design of the next-generation demonstration reactor (DEMO), it will be necessary to additionally develop the blanket construction technologies and solve the problem of converting heat into electricity. The materials for the DEMO reactor must be selected with due regard to the high dose of their irradiation by neutrons with the thermonuclear reaction energy spectrum and critically high heat loads experienced by the plasma-facing chamber's internals. It will be necessary to develop and test new materials for constructing the DEMO thermonuclear reactor and solve matters concerned with their commercial-scale manufacture.

Keywords: thermonuclear reactor, tokamak, materials, thermal tests, heat removal, heat transfer, blanket, divertor, tungsten, lithium, neutron and heat loads