

ISSN 0202—3822

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР  
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

# ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ  
ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ

2024

Том 47  
Выпуск 1  
(Специальный выпуск)

Представляем специальный выпуск журнала, который содержит 11 статей, объединённых общей тематикой, связанной с решением проблемы так называемой «первой стенки» термоядерного реактора. Понятие «первая стенка» охватывает целый ряд обращённых к плазме компонентов (ОПК): собственно первую стенку, диверторную мишень, лимитеры плазмы и др. Эти конструктивные элементы экранируют вакуумную камеру токамака от тепловых и корпускулярных потоков из плазмы, вызывающих серьёзные повреждения (растрескивание, эрозию, оплавление и т.п.) материальных структур.

За последние пару лет данная тематика в России получила новый импульс, связанный с новым проектом отечественного токамака с реакторными технологиями (ТРТ), в котором проблема выживания ОПК стоит не менее остро, чем в токамаке ИТЭР. Разработка технологий квазистационарного взаимодействия плазмы с первой стенкой является одной из ключевых задач ТРТ. Другим стимулом развития таких исследований стало то, что в проекте ИТЭР по мере накопления данных о работе ОПК современных токамаках созрело желание провести ревизию выбора материала облицовки первой стенки. В частности, было предложено заменить толстую бериллиевую облицовку первой стенки на вольфрамовую как наиболее эрозионно-стойкую и более перспективную для применения в токамаках-реакторах следующих поколений. Необходимость борьбы с поступлением в плазму материалов с высоким атомным номером (как у вольфрама) оживила «забытые» предложения об использовании различного рода покрытий (экранирующих, защитных, возобновляемых, стартовых, геттерирующих и др.) на основе материалов с низким атомным номером (литий, бор, карбид бора и др.).

К решению этих новых задач приступило новое поколение российских специалистов, у которых последние 10—15 лет не было столь амбициозных задач по данной тематике ввиду отсутствия новых отечественных проектов и «рутинного», главным образом, технологического характера работ по проблеме ОПК в проекте ИТЭР. Новые задачи потребовали более высокого уровня взаимодействия между отечественными специалистами различных регионов и организаций, в том числе для эффективного совместного использования имеющейся технологической и исследовательской базы обмена информацией и дискуссий.

Масштабная конференция по диагностике высокотемпературной плазмы (ДВП), организуемая Частным учреждением ГК «Росатом» «Проектный центр ИТЭР» на протяжении последних 15 лет, продемонстрировала стабильность функционирования и возрастающий интерес специалистов, особенно молодых. Поэтому в сентябре 2023 г. на очередной конференции ДВП была открыта новая секция «Первая стенка» и её взаимодействие с плазмой» (пока 2-дневная) по тематике ОПК. Ряд докладов, представленных на этой секции, было предложено опубликовать в виде отдельного выпуска журнала «ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез». Планируется и далее развивать эту инициативу по совместному обсуждению проблем ОПК в рамках конференции и на страницах нашего журнала.

*А.В. Красильников, И.В. Мазуль, П.Ю. Пискарев и  
редколлегия журнала «ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез»*

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

# ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

научно-технический сборник

СЕРИЯ  
ТЕРМОЯДЕРНЫЙ СИНТЕЗ

ИЗДАЁТСЯ С 1978 г.

Том 47

Выпуск 1

Специальный выпуск:  
«Первая стенка» термоядерных реакторов  
и её взаимодействие с плазмой

МОСКВА — 2024

## Главный редактор

Е.П. Велихов, академик РАН, почётный президент НИЦ «Курчатовский институт»

## Редакционная коллегия:

А.Б. Кукушкин, зам. главного редактора, в.н.с., д.ф.-м.н., НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Е.А. Филимонова, ответственный секретарь, н.с., НИЦ «Курчатовский институт», Москва

А.Б. Алексеев, рук. департамента, д. техн. н., Международная организация ИТЭР, Сен-Поль-ле-Дюранс, Франция

А.В. Бурдаков, зав. лабораторией, д.ф.-м.н., ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, Новосибирск

В.А. Быков, нач. группы, к. техн. н., ИФП им. Макса Планка, Грайфсвальд, Германия

Ю.М. Гаспарян, и.о. зав. кафедрой, к.ф.-м.н., доцент, НИЯУ МИФИ, Москва

Л.Е. Захаров (Zakharov), в.н.с., д.ф.-м.н., Li-WFusion, Princeton, NJ, USA

Н.А. Кирнева, начальник лаборатории, к.ф.-м.н., доцент, НИЦ «Курчатовский институт», Москва

А.Е. Киселёв, зав. отделением, д. техн. н., ИБРАЭ РАН, Москва

Д.В. Коваленко, главный специалист отдела управления НИОКР, с.н.с., Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», Москва

А.В. Козлов, советник директора, д. техн. н., АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный, Свердловская обл.

Е.Р. Корешева, г.н.с., и.о. зав. лабораторией, д.ф.-м.н., ФИАН им. П.Н. Лебедева, Москва

С.И. Крашенинников (Krashenninikov), профессор, д.ф.-м.н., University of California at San Diego, San Diego, CA, USA

А.Ю. Лешуков, зам. начальника отдела, НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, Москва

И.В. Мазуль, г.н.с., д. техн. н., НИИЭФА им. Д.В. Ефремова, Санкт-Петербург

В.Б. Минаев, в.н.с., к.ф.-м.н., ФТИ им. А.Ф. Иоффе, Санкт-Петербург

А.Б. Минеев, в.н.с., к.ф.-м.н., НИИЭФА им. Д.В. Ефремова, Санкт-Петербург

С.В. Мирнов, научный руководитель отделения, д.ф.-м.н., профессор, АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк, Москва

А.Н. Романников, научный руководитель по УТС и плазменным технологиям, д.ф.-м.н., АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк, Москва

П.В. Романов, советник нач. отдела, к. техн. н., Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», Москва

В.Ю. Сергеев, д.ф.-м.н., профессор, СПб политехнический университет Петра Великого, Санкт-Петербург

А.В. Спицын, начальник лаборатории, с.н.с., к.ф.-м.н., НИЦ «Курчатовский институт», Москва

И.Л. Тажибаева, заместитель директора, д.ф.-м.н., профессор, ИАЭ НЯЦ Республики Казахстан, Курчатов, Республика Казахстан

П.П. Хвостенко, д. техн. н., научный руководитель комплекса, НИЦ «Курчатовский институт», Москва

В.И. Хрипунов, в.н.с., к. техн. н., НИЦ «Курчатовский институт», Москва

В.М. Чернов, г.н.с., д.ф.-м.н., профессор, АО «ВНИИНМ» им. А.А. Бочвара, Москва

**Редактор** Карпова Татьяна Юрьевна  
karpova.tat@fc.iterru.ru, тел.: 7-499-196-98-31

**Соучредители:** Автономная некоммерческая организация Координационный центр «Управляемый термоядерный синтез — международные проекты» (УТС-Центр), федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»

Журнал (основан в 1978 г.) зарегистрирован в реестре Федеральной службы по надзору в сфере связи, информационных технологий и массовых коммуникаций ПИ № ФС77-73164 от 02 июля 2018 г.; электронное периодическое издание Эл. № ФС77-73162 от 22 июня 2018 г. Подписной индекс в Каталоге периодики агентства «Урал-Пресс» № 70541

Журнал включён в Перечень журналов ВАК, индексируется в базах данных Scopus, Ulrich's Periodicals Directory и РИНЦ на платформе Web of Science, имеет цифровой идентификатор статей (digital object identifier — DOI), реферируется в РЖ ВИНТИ РАН, имеет в открытом доступе полнотекстовую электронную версию на сайте <http://vant.iterru.ru> и на платформе Российской научной электронной библиотеки <http://www.elibrary.ru>

Двухлетний импакт-фактор журнала в РИНЦ: 0,620

© Редколлегия журнала «ВАНТ. Серия Термоядерный синтез», 2024 г.

© <http://vant.iterru.ru>

NATIONAL RESEARCH CENTRE «KURCHATOV INSTITUTE»

# PROBLEMS OF ATOMIC SCIENCE AND TECHNOLOGY

Collected scientific and technical papers

Series

**THERMONUCLEAR FUSION**

PUBLISHED since 1978

**Volume 47**

**Issue 1**

[Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki. Seriya: Termoyadernyi Sintez]

**Special Issue:**

**The «First Wall» of Thermonuclear Reactors and Its Interaction with Plasma**

MOSCOW — 2024

## Editor-in-Chief

E.P. Velikhov, Member of the Russian Academy of Sciences (RAS), Honorary President of the NRC «Kurchatov Institute»

## Editorial Board:

A.B. Kukushkin, Deputy Editor-in-Chief, Leading Research Scientist, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

E.A. Filimonova, Editorial Management, Research Scientist, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

A.B. Alexeev, Department Head in the ITER International Organization, Dr. of Science Degree in Engineering, Saint Paul-lèz Durance, France

A.V. Burdakov, Laboratory Head, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, G.I. Budker Institute of Nuclear Physics. Siberian Branch of RAS, Novosibirsk

V.A. Bykov, Group Leader, PhD in Engineering, Max Planck Institute for Plasma Physics, Greifswald, Germany

Yu.M. Gasparyan, Acting Department Head, PhD in Physics and Mathematics, Associate Professor, National Research Nuclear University «Moscow Engineering Physics Institute», Moscow

L.E. Zakharov, Leading Research Scientist, PhD in Physics and Mathematics, LiWFusion, NJ, Princeton, USA

N.A. Kirneva, Laboratory Head, PhD in Physics and Mathematics, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

A.E. Kiselev, Department Head, Dr. of Science Degree in Engineering, Nuclear Safety Institute of RAS, Moscow

D.V. Kovalenko, Chief Specialist of the R&D Management Division, Senior Research Scientist, State Corporation «Rosatom», Moscow

A.V. Kozlov, Advisor to the Director, Dr. of Science Degree in Engineering, joint-stock company «Institute of Reactor Materials», Zarechnyj, Sverdlovsk region

E.R. Koresheva, Principal Research Scientist, Acting Laboratory Head, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, P.N. Lebedev Physical Institute of RAS, Moscow

S.I. Krashenninikov, Professor, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, University of California at San Diego, San Diego, CA, USA

A.Yu. Leshukov, Deputy Head of Division, N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, Moscow

I.V. Mazul, Principal Research Scientist, Dr. of Science Degree in Engineering, «D.V. Efremov Institute of Electrophysical Apparatus», St. Petersburg

V.B. Minaev, Leading Research Scientist, PhD in Physics and Mathematics, A.F. Ioffe Institute of Physics and Technology, St. Petersburg

A.B. Mineev, Leading Research Scientist, PhD in Physics and Mathematics, D.V. Efremov Scientific Research Institute of Electrophysical Apparatus, St. Petersburg

S.V. Mirnov, Scientific Head of Department, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, Professor, Troitsk Institute for Innovation & Fusion Research (TRINITI), Troitsk, Moscow

A.N. Romannikov, Scientific Supervisor for CTF and plasma technologies, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, Troitsk Institute for Innovation & Fusion Research (TRINITI), Troitsk, Moscow

P.V. Romanov, Advisor to the Division Head, PhD in Engineering, State Corporation «Rosatom», Moscow

V.Yu. Sergeev, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, Professor, Peter the Great Saint-Petersburg Polytechnic University, St. Petersburg

A.V. Spitsyn, Laboratory Head, Senior Research Scientist, PhD in Physics and Mathematics, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

I.L. Tazhibayeva, Deputy Director, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, Professor, Institute of Atomic Energy, National Nuclear Centre, Kurchatov City, Kazakhstan

P.P. Khvostenko, Dr. of Science Degree in Engineering, Scientific Director of the Complex, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

V.I. Khripunov, Leading Research Scientist, PhD in Engineering, NRC «Kurchatov Institute», Moscow

V.M. Chernov, Principal Research Scientist, Dr. of Science Degree in Physics and Mathematics, Professor, A.A. Bochvar High-Technology Research Institute for Inorganic Materials, Moscow

**Editor** Karpova Tatyana Yurievna

karpova.tat@fc.iterru.ru, tel.: 7-499-196-98-31

**Co-founders:** Autonomous non-profit organization Coordinating center «Controlled Thermonuclear Fusion — International Projects» (CTF-Center); Federal state budgetary National Research Centre «Kurchatov Institute»

The journal (established in 1978) is filed in the registry of the Federal Service for Supervision of Communications, Information Technology and Mass Media PI № FS77-73164 of 02 June 2018; electronic periodical is filed in the registry El. № FS77-73162 of 22 June 2018

Subscription index in the catalogue of periodicals of the «Ural-Press» agency № 70541

The journal is included into the list of the Supreme Certification Commission key journals. Its indexes are available in the databases Scopus, the Ulrich's Periodicals Directory and the Russian Science Citation Index (RSCI) on the Web of Science platform. The papers published in it have digital object identification (DOI). The abstracts of the papers published in it are available in the abstract journal of the VINITI RAS. All the free access full-text electronic versions of the papers are available on the site <http://iterru.ru> and on the platform of the Russian Scientific Electronic Library <http://www.elibrary.ru>

The two-year impact factor of the journal in RSCI: 0,620

© Editorial Board of the Journal Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion, 2024

© <http://vant.iterru.ru>

УДК: 533.924

## ВЛИЯНИЕ ВЫБОРА МАТЕРИАЛА ОБЛИЦОВКИ СТенок ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК НА НАКОПЛЕНИЕ ИЗОТОПОВ ВОДОРОДА

*Ю.М. Гаспарян, С.А. Крат*

*Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

В статье перечисляются и обсуждаются основные механизмы накопления изотопов водорода в термоядерных установках: имплантация частиц из плазмы в обращённые к плазме элементы с последующей диффузией в объём материала и захват в растущие перенасыщенные слои в зонах преимущественного осаждения (соосаждение). Рассмотрены особенности накопления изотопов водорода в зависимости от выбора материала облицовки обращённых к плазме элементов, при регулярном нанесении вспомогательных покрытий и использовании элементов стенки на основе жидких металлов.

**Ключевые слова:** управляемый термоядерный синтез, обращённые к плазме материалы, накопление водорода, эрозия, имплантация, покрытия.

## EFFECT OF PLASMA FACING MATERIAL SELECTION ON HYDROGEN ACCUMULATION IN FUSION DEVICES

*Yu.M. Gasparyn, S.A. Krat*

*National Research Nuclear University MEPHI, Moscow, Russia*

The paper reviews the main mechanisms of hydrogen isotope accumulation in fusion devices: implantation of particles from plasma into plasma-facing components (PFCs), followed by diffusion into the bulk of the material, and capture into growing redeposited layers in areas of net deposition (co-deposition). The features of accumulation are considered, depending on the choice of cladding material for PFCs, including scenarios with regular application of auxiliary coatings and the use of wall elements based on liquid metals.

**Key words:** controlled fusion, plasma-facing components, hydrogen accumulation, erosion, implantation, coatings.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-5-14

### ВВЕДЕНИЕ

Несмотря на активную фазу проектирования и строительства ряда крупных термоядерных установок, вопрос выбора материала обращённых к плазме элементов (ОПЭ) остаётся открытым, в особенности, для будущих энергетических реакторов. Совсем недавно критическому анализу подвергся выбор материалов ОПЭ в проекте ИТЭР, который находится на финальной стадии строительства [1]. Такая ситуация связана с очень жёсткими требованиями к материалам, отчасти противоречащими друг другу.

Находясь в непосредственном контакте с плазмой, ОПЭ принимают на себя основной поток тепла и частиц из плазмы, защищая стенки вакуумной камеры и менее устойчивые к такому воздействию внутрикамерные элементы. Конструкция и материалы ОПЭ должны обеспечивать устойчивость к мощным тепловым потокам, большой ресурс с учётом распыления и нейтронного воздействия, приемлемые загрязнение плазмы, накопление трития в установке и радиационную активацию. Наименьшую скорость распыления лёгкими ионами и высокую температуру плавления имеют тугоплавкие материалы с высоким атомным номером [2]. При этом допустимая концентрация в плазме распылённых со стенки примесей резко падает с увеличением атомного номера [3]. Требование малой активируемости материалов также сильно сужает круг базовых материалов и легирующих добавок [4, 5].

По мере развития термоядерных исследований внимание к накоплению изотопов водорода в стенках росло. Большое накопление трития в термоядерном реакторе нежелательно с точки зрения как безопасности, так и эффективности производства энергии. При высокой доле удержания трития в стенках потребуется его дополнительное производство или регулярное времязатратное извлечение. Значительное накопление топлива в стенке может приводить к его неконтрольному выделению в ходе разряда, что негативно сказывается на удержании плазмы. Важность этих процессов растёт с увеличением длительности разрядов [6]. Наконец, в работе [7] утверждается, что обеспечение низкого рециклинга, т.е. подавление обратного потока газа со стенки, может привести к принципиально новым стабильным режимам удержания плазмы.

## МЕХАНИЗМЫ НАКОПЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ ВОДОРОДА В ТЯУ

Можно выделить два основных канала накопления изотопов водорода (ИВ) в термоядерных установках: имплантация ионов из плазмы в ОПЭ с последующим распространением по объёму (объёмное накопление), захват в перенапылённые слои (соосаждение). На рис. 1 схематически показаны особенности распределения по глубине захваченного водорода из плазмы в этих ситуациях. В случае соосаждения можно ожидать большую концентрацию ИВ по всей толщине, растущей на поверхности ОПЭ плёнки. В случае объёмного накопления концентрация захваченных частиц часто меньше, но может быть распределена в большем объёме. При этом максимальная концентрация при низкой температуре поверхности (малом потоке частиц) достигается у поверхности, а при большой температуре (большом потоке) и градиентах температуры максимум может быть и на большой глубине, ближе к зоне охлаждения [8]. Дополнительно удержание ИВ возможно в отделившихся от стенки микрочастицах («пыль»), однако в существующих установках этот механизм даёт очень незначительный вклад.

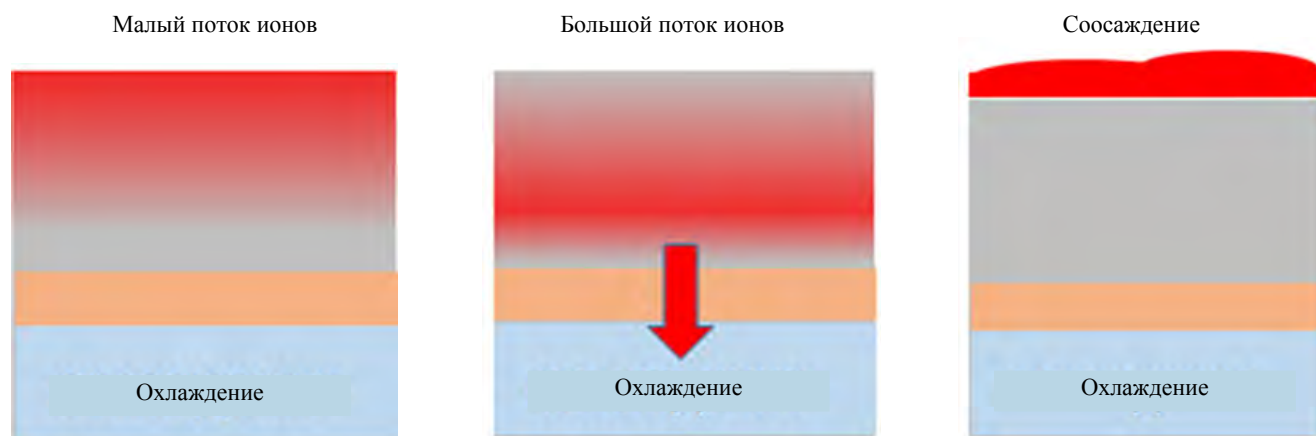


Рис. 1. Иллюстрация особенностей распределения изотопов водорода (красным цветом) в ОПЭ при имплантации ионов и в результате процесса соосаждения

**Ионное внедрение и диффузия (объёмное накопление).** В ходе ионного облучения поверхностного слоя в зоне имплантации может достигаться большая концентрация ИВ, что связано с образованием большого количества индуцированных самими ионами ловушек (дефектов кристаллической решётки), которые при больших потоках могут образовываться даже при малых энергиях бомбардирующих поверхность частиц. В условиях токамака стадия насыщения зоны имплантации проходит достаточно быстро, и дальнейшее накопление ИВ в материале продолжается за счёт диффузии вглубь материала. Интегральное накопление ИВ по диффузионному механизму в стационарных условиях растёт пропорционально корню от времени или дозы облучения. Корневая зависимость часто наблюдается и в лабораторных, и в токамачных экспериментах [9, 10]. При этом доля захваченных ионов достаточно быстро падает, а коэффициент рециклинга (отношение обратного потока ИВ со стенки к падающему на стенку потоку) соответственно достигает значения, близкого к единице. Исключением являются материалы с отрицательной теплотой растворения водорода (например, титан, ванадий, литий), которые способны захватывать значительную долю падающего потока частиц длительное время. Поэтому использование в термоядерных установках материалов с отрицательной теплотой растворения водорода должно быть очень аккуратным, так как можно ожидать проблем и с интегральным накоплением трития, и с водородным охрупчиванием [11].

Скорость накопления ИВ в объёме материала может существенно изменяться в зависимости от температуры ОПЭ, энергии внедряющихся частиц и состояния поверхностного слоя, который может сильно менять свои свойства под действием мощных плазменных потоков и примесей в падающем потоке частиц. Наличие примеси гелия в дейтериевой плазме, например, приводит к насыщению поверхностного слоя атомами гелия, формированию пузырьков и сильных напряжений в зоне торможения, развитию морфологии поверхности и, как следствие, к снижению проникающего потока ИВ и скорости интегрального накопления [12, 13]. Примеси азота и углерода в дейтериевой плазме при облучении вольфрама оказывают противоположный эффект, приводя к повышенной скорости накопления ИВ [12, 14].

**Соосаждение.** В ходе работы токамака происходят непрерывное распыление ОПЭ и последующее переосаждение попадающих в плазму частиц в других областях стенки. Частицы могут осаждаться как на открытую поверхность ОПЭ, так и в щелях между отдельными элементами и в более удалённых теневых областях. Рост плёнок в зонах преимущественного осаждения происходит непрерывно со скоростью, определяемой характеристиками разряда и потоков частиц на поверхность ОПЭ. Осаждение материала из плазмы сопровождается облучением поверхности плёнки ионами рабочего газа, поэтому на всей глубине плёнки достигается большая концентрация захваченных частиц, а интегральное накопление ИВ в плёнках продолжает расти практически линейно от интегрального времени разрядов без тенденции к насыщению.

Концентрация ИВ в соосаждённых плёнках зависит, в первую очередь, от температуры и энергии связи ИВ в центрах захвата в конкретном материале (рис. 2). Есть зависимость также и от соотношения потоков частиц базового материала и ИВ в ходе осаждения и энергии падающих частиц.

Для прогноза накопления в плёнках в условиях токамака используют рассчитанные значения потоков частиц на стенку и скейлинги от ключевых параметров, полученные на основе лабораторных данных. Наиболее часто в настоящее время используются полностью эмпирические скейлинги [17, 23, 24], наиболее современный [24] из которых имеет вид

$$\frac{D}{M_e} = C r_d^a E_n^b \exp(\gamma/T) p^\delta + \begin{cases} C_0 r_d^{\alpha_0} E_n^{\beta_0} \exp(\gamma_0/T) (p - p_0)^{\delta_0}, & p \geq p_0, \\ 0, & p < p_0, \end{cases}$$

где  $D/M_e$  — отношение атомов дейтерия и металла в плёнке;  $r_d$  — поток дейтерия;  $E_n$  — энергия имплантации водорода;  $T$  — температура подложки во время осаждения;  $p$  — давление во время осаждения; всё остальное — подгоночные параметры. Более ранние версии данного скейлинга имели только первое слагаемое, и в них отсутствовал [17, 23] множитель, отвечающий за эффект давления на содержание изотопов водорода в соосаждённом слое. Представленное уравнение основано на данных ряда экспериментальных работ и получено путём регрессионного анализа большого количества экспериментальных точек. К сожалению, наблюдается зависимость от большого числа параметров, что отражает количество подгоночных параметров.

Альтернативой данному подходу является развитие диффузионно-адвекционной физической модели [25], которая предсказывает содержание изотопов водорода в соосаждённом слое на основе данных о скорости его роста, температуре подложки, глубине имплантации и потоке водорода на поверхность, а свободными параметрами, определяемыми путём подгона к экспериментальным данным, являются энергии связи и концентрации доступных локальных дефектов. Плюсом данной модели является её физическая обоснованность, хотя в полном виде она имеет больше свободных параметров. Модель предсказывает ступенчатый спад температурной зависимости содержания дейтерия в плёнках и позволяет хорошо описать особенности экспериментов для разных металлов [26]. Для бериллия модель плохо описывает результаты в области максимального накопления ИВ, когда можно ожидать формирование гибридной фазы в плёнке [27].

Очень ограничены экспериментальные данные о зависимости накопления ИВ в плёнках от энергии падающих частиц, которая может быть достаточно сложной, так как энергия частиц может влиять на структуру формируемой плёнки. Несмотря на недостатки обоих подходов, их применение остаётся

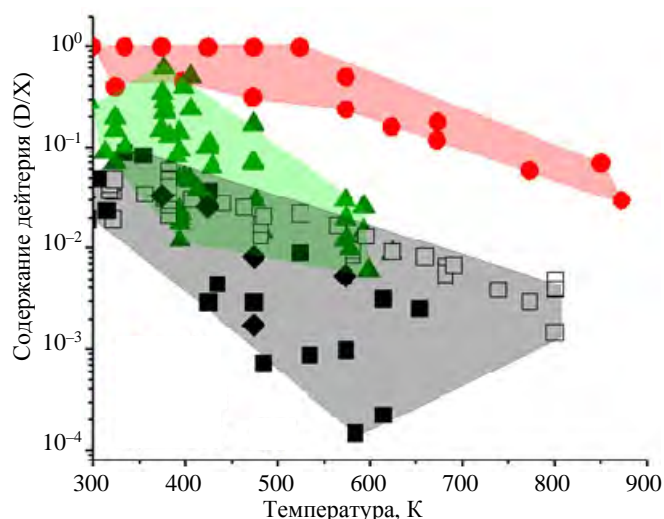


Рис. 2. Зависимость концентрации дейтерия в соосаждённых плёнках от температуры: ● — углеводородные плёнки [15]; ▲ — бериллиевые [16]; □ — данные для плёнок W, полученные in-vacuo [17]; ■ — post-mortem (квадраты [18])

единственным способом проведения оценки накопления водорода в термоядерных установках на этапе их проектирования, так как диапазон параметров осаждения (температура стенки, потоки материала стенки и водорода и т.п.) в рамках одного токамака столь велик, что практически невозможно перебрать их все экспериментально в лабораторных стендах.

**Пыль.** Выделяются два основных механизма образования частиц пыли в токамаке. Во-первых, по мере увеличения толщины переосаждённых обсуждаемых слоёв в результате внутренних напряжений или в ходе плазменного воздействия может произойти отслоение отдельных «чешуек». Выброс крупных частиц со стенки особенно не желателен в ходе разряда, так как может инициировать срывы плазменного шнура. С другой стороны, в этих «чешуйках» может содержаться высокая концентрация изотопов водорода в силу природы их появления.

Во-вторых, при мощных импульсных нагрузках на стенки возможна также эмиссия с поверхности ОПЭ капель расплавленного металла [28]. Этот процесс происходит при большой температуре поверхности, поэтому концентрация ИВ в этих частицах достаточно низкая [29].

Нужно отметить, что частички пыли часто имеют развитую поверхность, поэтому при длительном нахождении в камере частички пыли могут захватывать дополнительное количество топлива [30].

Тем не менее в существующих установках заметного вклада пыли в интегральное накопление рабочего газа в токамаках не наблюдалось. Наиболее подробные исследования пыли были выполнены в токамаке JET [31]. Интегральное количество дейтерия, захваченного в пыли, собранной во внутреннем диверторе после кампании 2011, 2012 гг., составило  $8,2 \cdot 10^{20}$  ат., или 0,4% от количества в соосаждённых слоях на поверхности диверторных пластин. Таким образом, только небольшая часть плёнок трансформировалась в пыль в условиях токамака JET. Однако ситуация может поменяться при длительной эксплуатации термоядерных реакторов.

## ТРАДИЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ ОБЛИЦОВКИ ОПЭ

**Углеродные материалы.** Углерод имеет низкий атомный номер ( $Z = 6$ ), отсутствует плавление поверхности, разработаны композитные углеродные материалы с высокой теплопроводностью. При использовании углеродных материалов был достигнут значительный прогресс в параметрах удержания плазмы в токамаках. Запуск новых установок и сейчас наиболее часто происходит с углеродными ОПЭ. Однако при работе с тритием использование углеродных материалов многими сейчас считается недопустимым, и это связывается, в первую очередь, с чрезмерно большим накоплением ИВ.

Основной особенностью углеродных материалов является высокая скорость эрозии (рис. 3), что связано с химическим распылением, которое при малых энергиях ионов происходит с высокой эффективностью даже при низкой температуре [32]. Помимо этого, ИВ образуют с углеродом крепкие химические связи и их концентрация в переосаждённых плёнках может превышать уровень в  $H/C \sim 1$  [33]. Эти два фактора в совокупности приводят к высокой скорости распыления углеродной стенки в условиях токамака, где в потоке на стенку доминируют низкоэнергетичные частицы, и высокой эффективности захвата рабочего газа в переосаждённых слоях.

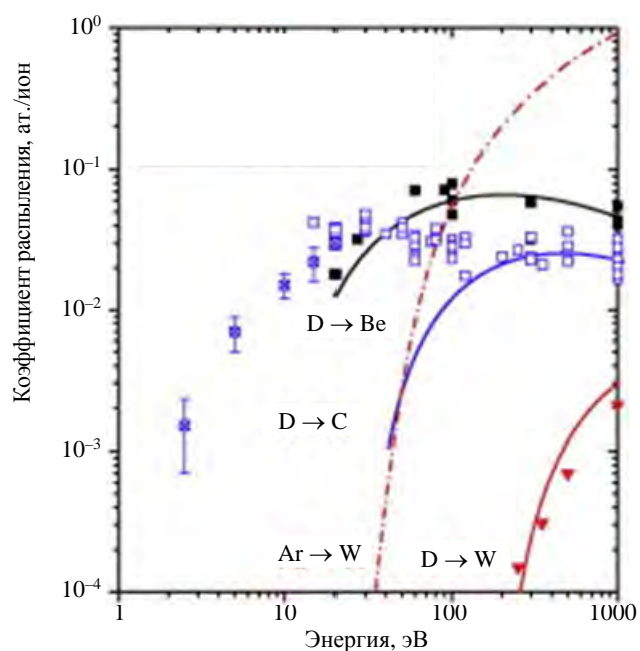


Рис. 3. Сравнение коэффициентов распыления вольфрама, бериллия и графита ионами дейтерия [15]: — — распыление, теория; ■, □, ▼ — эксперимент; \* — MD-моделирование; - - - — Trim-моделирование

Основной особенностью углеродных материалов является высокая скорость эрозии (рис. 3), что связано с химическим распылением, которое при малых энергиях ионов происходит с высокой эффективностью даже при низкой температуре [32]. Помимо этого, ИВ образуют с углеродом крепкие химические связи и их концентрация в переосаждённых плёнках может превышать уровень в  $H/C \sim 1$  [33]. Эти два фактора в совокупности приводят к высокой скорости распыления углеродной стенки в условиях токамака, где в потоке на стенку доминируют низкоэнергетичные частицы, и высокой эффективности захвата рабочего газа в переосаждённых слоях.

Эксперименты с тритием, проведённые в конце XX века на токамаках TFTR (США) и JET (Великобритания) с углеродной стенкой, продемонстрировали рекордные на тот момент показатели по производству термоядерной энергии в ходе разряда [34, 35], однако негативным результатом этих экспериментов было недопустимо большое накопление трития в установках. Согласно измерениям газового баланса, даже после длительного времени после окончания рабочих импульсов в стенках оставалось 40—50% вводимого топлива, длительные процедуры очистки позволяли уменьшить это количество до 16—17% [36]. Причиной столь большого захвата было определено накопление рабочего газа в переосаждённых слоях, сформированных из распылённого материала стенки. Поэтому для применения углеродных материалов в энергетических термоядерных реакторах необходимо найти способ резкого снижения скорости распыления.

**Бериллий.** Бериллий — один из наиболее лёгких элементов ( $Z = 4$ ), при этом обладает сравнительно высокой температурой плавления (1560 К) и теплопроводностью (216 Вт/(м·К) при комнатной температуре). Существенное снижение скорости интегрального накопления изотопов водорода при переходе от углеродной к ИТЭР-подобной стенке (бериллий и вольфрам) продемонстрировано на токамаке JET (Великобритания) [37]. Резко снизилась интегральная скорость эрозии стенки [38] (рис. 4) и, как следствие, скорость накопления рабочего газа в установке, которая по-прежнему определялась захватом в переосаждённые слои [39]. Кроме того, бериллий является хорошим геттером кислорода, что позволяет отказаться от процедуры напыления дополнительных покрытий, снижающих содержание кислорода [40].

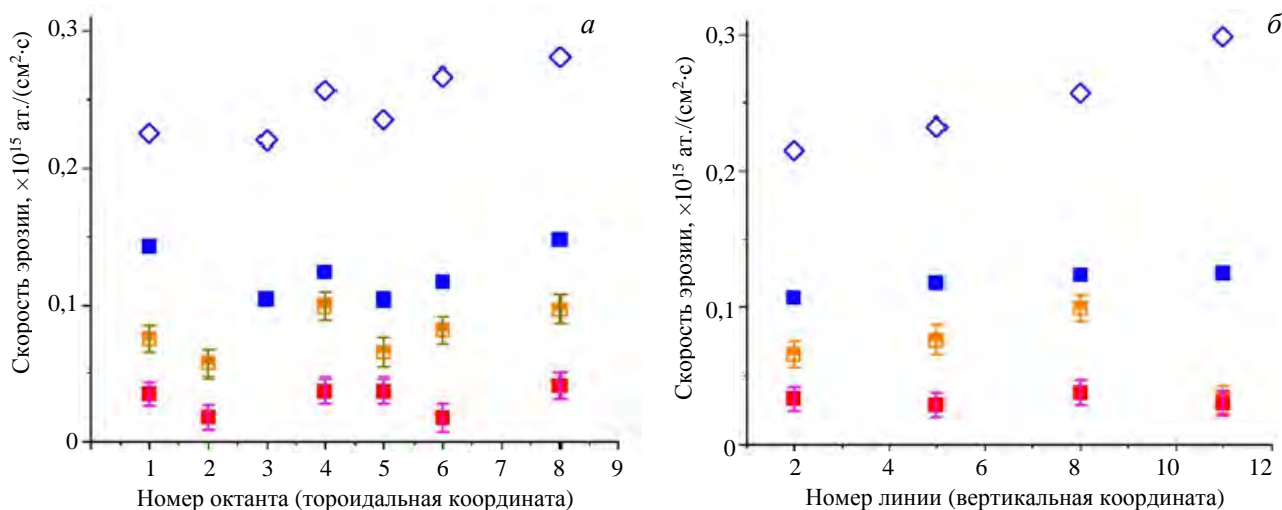


Рис. 4. Сравнение интегральных скоростей эрозии углерода (+), бериллия (■ — для данных кампании 2001—2004 гг. с углеродной стенкой, □ и ■ — для кампаний с ИТЭР-подобной стенкой 2011—2012 и 2013—2014 гг. соответственно [38]; JET-C: □ — C, ■ — Be; JET-ILW1: □ — Be; JET-ILW2: ■ — Be

Перечисленные преимущества позволили сделать выбор в пользу бериллиевой облицовки при конструировании первой стенки ИТЭР. Однако необходимость реализации дополнительных мер безопасности при работе с этим материалом стала, по всей видимости, главной причиной недавнего отказа от его использования. Среди недостатков бериллия отмечается быстрая деградация свойств под действием нейтронов, а также высокая скорость эрозии, что снижает его перспективы использования в промышленных термоядерных реакторах [41].

**Вольфрам.** Высокая скорость распыления материалов с низким атомным номером в условиях токамака является их существенным недостатком. В случае стационарной работы энергетического реактора это может оказаться серьёзной проблемой, ограничивающей время непрерывной работы.

Потенциальным решением этой проблемы может быть использование для облицовки ОПЭ вольфрама ( $Z = 74$ ), который имеет высокий порог распыления (см. рис. 3). При условии низкой энергии падающих на стенку лёгких частиц и низкой концентрации более тяжёлых примесей можно получить минимальную скорость распыления и соответственно высокий ресурс ОПЭ. В настоящее время на многих токамаках мира проводятся исследования с полной или частичной вольфрамовой облицовкой ОПЭ (JET, ASDEX-Upgrade, EAST). В ИТЭР запланирован вольфрамовый дивертор и рассматривается переход на вольфрамовую облицовку первой стенки [1]. Во многих проектах ДЕМО-реакторов вольфрам также рассматривается как приоритетный материал облицовки [42].

Очевидно, при использовании вольфрама резко возрастают риски загрязнения плазмы до критического уровня, который для него на несколько порядков меньше, чем для лёгких элементов [3]. Известна

проблема растрескивания вольфрама при мощных циклических плазменных нагрузках [28]. Любые нестационарные нагрузки на стенки (ЭЛМы, дуги и т.д.) могут приводить к повышенному распылению стенки. В ИТЭР предполагается также инжекция примеси неона в диверторную область для более равномерного распределения тепловой нагрузки. Распространение неона в область первой стенки будет приводить к повышенной эрозии [43]. При этом есть основания полагать, что в условиях ИТЭР и будущих реакторов будут реализованы режимы с экранированием плазмы от потока примесей со стенки [44].

С точки зрения накопления трития вольфрам считается наименее проблемным, так как растворимость водорода в нём очень мала. Однако при высоком уровне радиационных дефектов концентрация ИВ в вольфраме может достигать свыше 0,1% ат. при температуре плазменного облучения до 700 К [45, 46].

На рис. 2 показано, что накопление ИВ в переосаждённых слоях также может быть заметно выше, чем предполагалось ранее. На накопление ИВ в вольфраме может влиять присутствие гелия в плазме [21, 47], причём это влияние может приводить к повышению содержания ИВ в вольфрамовой плёнке вплоть до ~16% ат. [21] при комнатной температуре. При этом эффективность удержания ИВ всё же заметно ниже, чем в плёнках бериллия и углерода. Удаление захваченного в плёнках газа возможно при достаточно небольшой температуре, особенно при использовании эффекта изотопного замещения [48]. Тем не менее проблема с перенапылёнными слоями может быть серьёзной и в случае вольфрама, как показали недавние эксперименты в токамаке WEST, где наблюдалось формирование весьма толстых плёнок и их отшелушивание [49].

## КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ И ЗАЩИТНЫЕ ПОКРЫТИЯ

В ходе обсуждения возможного перехода к вольфрамовой первой стенке в проекте ИТЭР повышенное внимание уделяется к использованию дополнительных покрытий на поверхности ОПЭ, так как риски высокого уровня загрязнения плазмы вольфрамом достаточно велики. В существующих токамаках с облицовкой первой стенки из вольфрама (WEST, ASDEX-Upgrade) или молибдена (EAST, Alcator) не удавалось достичь высоких параметров удержания плазмы без применения процедуры боронизации или литиизации, т.е. нанесения тонких плёнок соответствующих элементов.

**Кондиционирующие покрытия.** Напыление плёнок обычно проводится на регулярной основе для восстановления необходимых условий на поверхности («кондиционирования»), используя химически активные элементы, что позволяет снизить уровень кислорода и углерода в плазме и, как следствие, скорость распыления основного материала стенки ионами примесей [40]. Также плёнки могут связывать некоторое количество изотопов водорода, подавляя обратный выход на начальной стадии разрядов. Всё вместе это позволяет получать улучшенные характеристики плазменных разрядов.

Боронизация является наиболее часто используемой технологией кондиционирования и проводится в условиях вспомогательного плазменного разряда (тлеющий или ВЧ) с применением бороводородов, карборана или других газов, содержащих бор [50]. Напыляются обычно тонкие плёнки толщиной менее 100 нм. В токамаке ASDEX-Upgrade одной процедуры боронизации оказывается достаточно для проведения последующих ~100 разрядов длительностью 5—10 с. [51]. Распыление областей с максимальными потоками ионов может происходить гораздо раньше, но покрытие в теневых областях продолжает выполнять свои функции.

Как отмечалось, для кондиционирования применяются плёнки химически активных элементов с малым атомным номером, поэтому скорость их распыления достаточно большая, а эффективность удержания водорода в переосаждённых слоях достаточно высокая. Удержание в плёнках бора считается сопоставимым с углеродными плёнками, хотя экспериментальные данные ограничены фактически несколькими работами [52].

Преимуществом использования покрытий с точки зрения контроля за накоплением ИВ в камере является возможность более точной оценки максимального количества продуктов эрозии и соответственно захваченного количества газа в них. Например, по многим оценкам в условиях ИТЭР накопление трития в вольфрамовых ОПЭ не превысит допустимых норм, а максимальное накопление в продуктах эрозии возможных покрытий будет контролировать легче, чем в случае бериллиевой первой стенки.

Стоит отметить, что влияние покрытий на накопление в базовом материале ОПЭ не так однозначно. Обычно считается, что скорость диффузии ИВ в плёнках на основе бора или углерода очень мала, поэтому при их наличии на поверхности ожидается замедление и снижение потока ИВ в подложку. Однако в [53] было показано, что при длительном облучении происходит насыщение плёнки изотопами водорода и возможен проникающий поток в подложку, превышающий значения для чистого материала.

**Онлайн-напыление защитных покрытий.** Хотя положительное влияние кондиционирующих покрытий вполне очевидно, вопросы о механизмах их влияния и необходимости постоянной защиты всей площади стенки, включая зоны максимального распыления, на протяжении всего разряда остаются. Для гарантированного сохранения покрытия в ходе длительных импульсов нужно либо использовать более толстые предварительные покрытия, либо реализовывать технологию онлайн-напыления непосредственно в ходе разряда. Эксперименты на токамаке EAST показали, что регулярное обновление поверхности с помощью дополнительной инъекции лития может быть полезно не только для защиты плазмы от базового материала ОПЭ, но и для контроля рециклинга изотопов водорода [6].

Реализовать онлайн-напыление можно несколькими способами. Можно инжектировать газ, содержащий элементы покрытия, как в случае штатных процедур кондиционирования. Карборан, например, не является токсичным, поэтому не существует ограничений на его инъекцию в плазму в ходе рабочих разрядов. Более того, согласно [54] благодаря более высокой температуре плазмы можно обеспечить лучшее разложение карборана на отдельные атомы бора и углерода, что должно способствовать осаждению стехиометрического карбида бора.

Другой технологией онлайн-напыления является инъекция микрочастиц (powder dropper), содержащих бор, литий или другие элементы [55]. Такая технология успешно применялась на токамаках D-III-D [56], EAST [6] и многих других, а сейчас рассматривается в качестве дополнительной возможности для ИТЭР.

Однородность напыления плёнок на поверхность стенки в ходе рабочих разрядов принципиально не может быть обеспечена в силу неоднородных потоков ионов на стенку в условиях магнитного поля. Однако предполагается, что скорость напыления покрытия будет максимальной в местах максимальных потоков ионов и соответственно максимальной скорости эрозии.

С точки зрения накопления изотопов водорода дополнительной проблемой при инъекции микрочастиц могут быть неполное поглощение плазмой и повышенное образование в установке пыли, которая может сорбировать дополнительное количество газа.

Рассматриваются варианты локального восстановления поверхности ОПЭ с использованием автоматических манипуляторов, перемещающих источник возобновляемого материала в период длительных остановок. Такой подход является очень времязатратным и может рассматриваться, пожалуй, только для устранения последствий серьёзных аварий.

**Жидкие металлы.** При использовании ОПЭ на основе жидких металлов непрерывное возобновление поверхности обеспечивается естественным образом. В условиях ряда токамаков проводились испытания ОПЭ на основе жидкого лития с использованием капиллярно-пористых систем [57, 58]. Эксперименты показали положительное влияние таких систем на плазму и высокую устойчивость к мощным плазменным нагрузкам.

Одним из недостатков лития считается высокая эффективность удержания изотопов водорода, что потенциально опасно высоким накоплением трития в установках, а также образованием твёрдых гидридных фаз и затруднением течения жидкого лития в КПС и подводящих трубках. Ожидается также высокая скорость распыления/испарения лития, что будет приводить к повышенной скорости накопления продуктов эрозии.

Тем не менее есть и обнадеживающие результаты. В лабораторных экспериментах было показано, что при температуре подложки выше  $\sim 300$  °C захвата дейтерия в растущие плёнки лития почти не происходит [59]. При дальнейшем увеличении температуры на поверхности перестаёт накапливаться и литий (рис. 5). Близкие результаты получены и в условиях токамака T-11M [60].

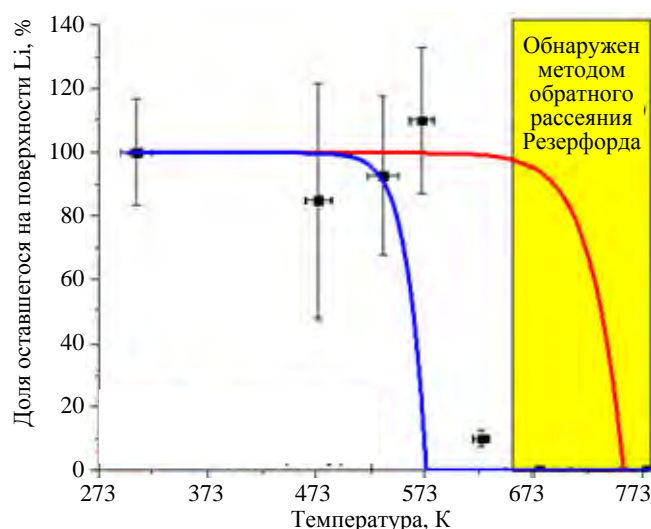


Рис. 5. Экспериментальные (■) и литературные (—) данные о скорости сбора лития на молибденовый коллектор при различных температурах коллектора при одинаковых параметрах плазмы: —, — нижняя и верхняя оценка, учитывая погрешности, приведённые в литературных данных

Таким образом, контролируя температуру поверхности элементов стенки, можно обеспечить совместный сбор лития и ИВ, отдельно лития или полное подавление роста плёнок. Учитывая возможность стекания лития в жидком виде при умеренных температурах, можно надеяться на реализацию эффективных способов сбора продуктов эрозии. При этом нужно отметить, что проблема сбора продуктов эрозии должна быть решена для реализации длительной квазистационарной работы реактора при любых материалах ОПЭ.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Фактор накопления изотопов водорода в ОПЭ и особенности обратного газовыделения оказывают серьёзное влияние на выбор оптимального материала обращённых к плазме элементов. При этом стоит учитывать, что эффективность удержания ИВ сильно зависит от условий эксплуатации ОПЭ, в первую очередь, рабочей температуры ОПЭ и нейтронного потока. Поэтому оптимальный выбор для энергетического реактора может отличаться от решений для экспериментальных установок с меньшими потоками тепла и частиц на стенки и большей длительностью разрядов.

В настоящее время наилучшие результаты в параметрах удержания плазмы в термоядерных установках получены при покрытии стенки материалами с низким атомным номером (C, Be, B, Li), для которых характерны высокая скорость распыления и высокая эффективность удержания ИВ в пересажённых слоях. Поэтому необходимы технологии удаления ИВ из плёнок и самих плёнок, отслоение которых также может быть серьёзной проблемой.

Скорость распыления вольфрама, которому сейчас уделяется большое внимание, значительно меньше. Однако проблема с пересажёнными слоями может стать менее острой, только если удастся обойтись без регулярного нанесения дополнительных покрытий. При длительной эксплуатации и больших нейтронных потоках существенным может стать и накопление изотопов водорода в объёме вольфрамовых ОПЭ.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Barabaski P.** Progress on manufacturing, construction, commissioning and an updated baseline. — In: 29th IAEA Fusion Energy Conference. Great Britain, London, 2023.
2. **Eckstein W.** Calculated Sputtering, Reflection and Range Values. Germany, 2002, report. 313 p.
3. **Pütterich T. et al.** Determination of the tolerable impurity concentrations in a fusion reactor using a consistent set of cooling factors. — Nucl. Fusion, 2019, vol. 59, № 5, p. 056013.
4. **Компанец Т.Н.** К проблеме выбора сталей для реактора ДЕМО. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2009, выа. 3, с. 16—24.
5. **Forrest R.A. et al.** Handbook of Activation Data Calculated Using EASY-2007. 2009. 666 p.
6. **Yu Y. et al.** Fuel recycling control in long pulse operation with full tungsten divertors in EAST tokamak. — Nucl. Mater. Energy, 2023, vol. 34, p. 101333.
7. **Zakharov L.E.** On a burning plasma low recycling regime with P DT = 23—26 MW, Q DT = 5—7 in a JET-like tokamak. — Nucl. Fusion, 2019, vol. 59, № 9, p. 096008.
8. **Pisarev A., Giniyatullin B.** Influence of true diffusion coefficient on hydrogen diffusion in tungsten in the field of defects. — J. Phys. Conf. Ser., 2019, vol. 1370, p. 012061.
9. **Sugiyama K. et al.** Deuterium retention in tungsten used in ASDEX Upgrade: comparison of tokamak and laboratory studies. — Phys. Scr., 2014, vol. T159, p. 014043.
10. **Ogorodnikova O.V.** Ion-driven deuterium retention in high-Z metals. — J. Nucl. Mater., 2009, vol. 390—391, p. 651—654.
11. **Gasparyan Y. et al.** Deuterium retention in the elements of plasma facing components for the DEMO first wall. — J. Nucl. Mater., 2022, vol. 567, p. 153837.
12. **Ueda Y. et al.** Deuterium permeation in tungsten by mixed ion irradiation. — Fusion Eng. Des., 2012, vol. 87, № 7—8, p. 1356—1362.
13. **Harutyunyan Z. et al.** Deuterium trapping in the subsurface layer of tungsten pre-irradiated with helium ions. — J. Nucl. Mater., 2021, vol. 548, p. 152848.
14. **Ogorodnikova O.V. et al.** Effect of nitrogen seeding into deuterium plasma on deuterium retention in tungsten. — In: 13th International Workshop on Plasma-Facing Materials and Components for Fusion Applications, PFMC-13 and 1st International Conference on Fusion Energy Materials Science, FEMaS-1. Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, EURATOM Association, D-85748, Garching, Germany, 2011, vol. T145.
15. **Roth J. et al.** Recent analysis of key plasma wall interactions issues for ITER. — J. Nucl. Mater., 2009, vol. 390—391, p. 1—9.
16. **Causey R.A., Walsh D.S.** Codeposition of deuterium with beryllium. — J. Nucl. Mater., 1998, vol. 254, № 1, p. 84—86.

17. **De Temmerman G. et al.** An empirical scaling for deuterium retention in co-deposited beryllium layers. — *Nucl. Fusion.*, 2008, vol. 48, № 7, p. 075008.
18. **Baldwin M. et al.** Deuterium retention in Be—D co-deposits formed over an ITER relevant parameter space. — *Phys. Scr.*, 2020, vol. T171, p. 14014.
19. **Založnik A. et al.** The influence of helium on deuterium retention in beryllium co-deposits. — *J. Nucl. Mater.*, 2018, vol. 512, p. 25—30.
20. **Krat S. et al.** Tungsten-deuterium co-deposition: experiment and analytical description. — *Vacuum*, 2018, vol. 149, p. 23—28.
21. **Alimov V.K. et al.** Deuterium trapping in tungsten deposition layers formed by deuterium plasma sputtering. — *J. Nucl. Mater.*, 2010, vol. 399, № 2—3, p. 225—230.
22. **De Temmerman G., Doerner R.P.** Deuterium retention and release in tungsten co-deposited layers. — *J. Nucl. Mater.* Elsevier B.V., 2009, vol. 389, № 3, p. 479—483.
23. **De Temmerman G., Doerner R.P.** Revised scaling equation for the prediction of tritium retention in beryllium co-deposited layers. — *Nucl. Fusion.* IOP Publishing, 2009, vol. 49, № 4, p. 042002.
24. **Založnik A. et al.** Improved scaling law for the prediction of deuterium retention in beryllium co-deposits. — *Nucl. Fusion.*, 2022, vol. 62, № 3, p. 036006.
25. **Krat S.A. et al.** Model for hydrogen accumulation in co-deposited layers. — *Nucl. Mater. Energy*, 2020, vol. 24, p. 100763.
26. **Gasparyan Y. et al.** Temperature dependence of hydrogen co-deposition with metals. — *Fusion Eng. Des.*, 2019, vol. 146, p. 1043—1046.
27. **Krat S. et al.** Analytical approach for description of deuterium content in deuterium-beryllium co-deposited layers. — *Nucl. Mater. Energy*, vol. 26, p. 100949.
28. **Климов Н.С. и др.** Разбрызгивание вольфрама при воздействии интенсивного потока плазмы. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2009, вып. 2, с. 52—61.
29. **Efimov V.S. et al.** Deuterium accumulation in beryllium under irradiation with powerful pulsed plasma flows. — *J. Surf. Investig. X-ray, Synchrotron Neutron Techn.*, 2016, vol. 10, № 3, p. 627—632.
30. **Peillon S. et al.** Dust sampling in WEST and tritium retention in tokamak-relevant tungsten particles — *Nucl. Mater. Energy*, 2020, vol. 24, p. 100781.
31. **Rubel M. et al.** Dust generation in tokamaks: overview of beryllium and tungsten dust characterisation in JET with the ITER-like wall. — *Fusion Eng. Des.*, 2018, vol. 136, p. 579—586.
32. **Hopf C., Jacob W.** Bombardment of graphite with hydrogen isotopes: a model for the energy dependence of the chemical sputtering yield. — *J. Nucl. Mater.*, 2005, vol. 342, № 1—3, p. 141—147.
33. **Krat S. et al.** Hydrocarbon film deposition inside cavity samples in remote areas of the JET divertor during the 1999—2001 and 2005—2009 campaigns. — *J. Nucl. Mater.*, 2015, vol. 463, p. 822—826.
34. **Andrew P. et al.** Tritium retention and clean-up in JET. — *Fusion Eng. Des.*, 1999, vol. 47, № 2—3, p. 233—245.
35. **Skinner C.** Plasma wall interaction and tritium retention in TFTR. — *J. Nucl. Mater.*, 1997, vol. 241—243, № 1, p. 214—226.
36. **Loarer T.** Fuel retention in tokamaks. — *J. Nucl. Mater.*, 2009, vol. 390—391, p. 20—28.
37. **Brezinsek S. et al.** Fuel retention studies with the ITER-Like Wall in JET. — *Nucl. Fusion*, 2013, vol. 53, № 8, p. 083023.
38. **Krat S. et al.** Erosion at the inner wall of JET during the discharge campaign 2013—2014. — *Nucl. Mater. Energy*, 2017, vol. 11, p. 20—24.
39. **Widdowson A. et al.** Evaluation of tritium retention in plasma facing components during JET tritium operations. — *Phys. Scr.*, 2021, vol. 96, № 12, p. 124075.
40. **Wauters T. et al.** Wall conditioning in fusion devices with superconducting coils. — *Plasma Phys. Control. Fusion*, 2020, vol. 62, № 3, p. 034002.
41. **Litnovsky A. et al.** Fusion — Reactor Materials. — *Encyclopedia of Nuclear Energy*, 2021, vol. 3, p. 594—619.
42. **Bachmann C. et al.** Issues and strategies for DEMO in-vessel component integration. — *Fusion Eng. Des.*, 2016, vol. 112, p. 527—534.
43. **Eksaeva A. et al.** Predictive 3D modelling of erosion and deposition in ITER with ERO2.0: from beryllium main wall, tungsten divertor to full-tungsten device. — *Phys. Scr.*, 2022, vol. 97, № 1, p. 014001.
44. **Field A.R. et al.** Peripheral temperature gradient screening of high-Z impurities in optimised «hybrid» scenario H-mode plasmas in JET-ILW. — *Nucl. Fusion*, 2023, vol. 63, № 1, p. 016028.
45. **Gasparyan Y.M. et al.** Thermal desorption from self-damaged tungsten exposed to deuterium atoms. — *J. Nucl. Mater.*, 2014, vol. 463, p. 1013—1016.
46. **Ogorodnikova O.V.** Fundamental aspects of deuterium retention in tungsten at high flux plasma exposure. — *J. Appl. Phys.*, 2015, vol. 118, № 7, p. 074902.
47. **Krat S. et al.** Effect of helium presence on tungsten-deuterium co-deposited films. — *Nucl. Mater. Energy*, 2023, vol. 34, p. 101336.
48. **Krat S. et al.** Deuterium to protium isotope exchange in W—D co-deposited films below 200 °C. — *J. Nucl. Mater.*, 202, vol. 575, p. 154228.
49. **Bucalossi J.** WEST full tungsten operation with an ITER-grade divertor. — In: 29 th IAEA Fusion Energy Conference. Great Britain, London, 2023.
50. **Шарапом И.М.** Плазмохимическая обработка разрядных камер термоядерных установок с магнитным удержанием плазмы (Обзор) — *ВАНТ, Сер. Термоядерный синтез*, 2020, т. 43, вып. 2, с. 5—12.
51. **Bortolon A. et al.** Real-time wall conditioning by controlled injection of boron and boron nitride powder in full tungsten wall ASDEX upgrade. — *Nucl. Mater. Energy*, 2019, vol. 19, p. 384—389.

52. **Annen A. et al.** Stability of plasma-deposited amorphous hydrogenated boron films. — *Thin Solid Films*, 1997, vol. 300, № 1—2, p. 101—106.
53. **Gasparyan Y. et al.** Deuterium permeation through carbon-coated tungsten during ion bombardment. — *J. Appl. Phys.*, 2011, vol. 110, № 3, p. 033303.
54. **Беграмбеков Л.Б., Бужинский О.И.** Свойства карбида бора и его использование в качестве защитных покрытий на первой стенке токамака. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2006, вып. 4, с. 14—20.
55. **Nagy A. et al.** A multi-species powder dropper for magnetic fusion applications. — *Rev. Sci. Instrum.*, 2018, vol. 89, № 10, p. 10K121.
56. **Osborne T.H. et al.** Enhanced H-mode pedestals with lithium injection in DIII-D. — *Nucl. Fusion*, 2015, vol. 55, № 6, p. 063018.
57. **Nygren R.E., Tabarés F.L.** Liquid surfaces for fusion plasma facing components — a critical review. Part I: Physics and PSI. — *Nucl. Mater. Energy*, 2016, vol. 9, p. 6—21.
58. **Mirnov S.V.** Tokamak evolution and view to future. — *Nucl. Fusion*, 2019, vol. 59, № 1, p. 015001.
59. **Krat S.A. et al.** Lithium-deuterium co-deposition. — *J. Nucl. Mater.*, 2023, vol. 584, p. 154598.
60. **Shcherbak A.N. et al.** Experiments on the capture of Li, H, and D by lithium collectors at different surface temperatures at the T-11M Tokamak. — *Plasma Phys. Reports*, 2018, vol. 44, № 11, p. 1001—1008.



Юрий Микаэлович Гаспарян,  
и.о. заведующий кафедрой,  
к.ф.-м.н., доцент; Националь-  
ный исследовательский ядер-  
ный университет «МИФИ»,  
115409 Москва, Каширское  
шоссе 31, Россия  
YMGasparyan@mephi.ru



Степан Андреевич Крат, с.н.с.,  
к.ф.-м.н.; кафедра физики плаз-  
мы, Национальный исследова-  
тельский ядерный университет  
«МИФИ», 115409 Москва, Ка-  
ширское шоссе 31, Россия  
stepan.krat@gmail.com

Статья поступила в редакцию 8 января 2024 г.

После доработки 15 января 2024 г.

Принята к публикации 17 января 2024 г.

Вопросы атомной науки и техники.

*Сер. Термоядерный синтез*, 2024, т. 47, вып. 1, с. 5—14.

УДК 533.9

**ТЕКУЩИЙ ЖИДКИЙ ЛИТИЙ КАК МАТЕРИАЛ, ОБРАЩЁННЫЙ К ПЛАЗМЕ***А.А. Писарев<sup>1</sup>, А.В. Вертков<sup>2</sup>, М.Ю. Жарков<sup>2</sup>, И.В. Мазуль<sup>3</sup>, П.Ю. Пискарев<sup>3</sup>, Г.М. Тарасюк<sup>1</sup>*<sup>1</sup>Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия<sup>2</sup>Акционерное общество «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалы», Москва, Россия<sup>3</sup>Акционерное общество «Научно-исследовательский институт электрофизической аппаратуры им. Д.В. Ефремова», Санкт-Петербург, Россия

В статье представлен краткий обзор работ различных лабораторий в области исследований, связанных с использованием текущего слоя жидкого лития для применения в качестве обращённых к плазме материалов лимитера и дивертора в токамаках. Рассматриваются теоретическое обоснование системы с низким рециклингом, возможные варианты таких систем, демонстрация положительного результата на токамаке EAST, перспективы использования на других токамаках, сопутствующие исследования, возникающие научные проблемы.

**Ключевые слова:** дивертор, лимитер, течение лития, рециклинг, жидкий литий, токамак, EAST, смачиваемость.

**FLOWING LIQUID LITHIUM AS A PLASMA FACING MATERIAL***A.A. Pisarev<sup>1</sup>, A.V. Vertkov<sup>2</sup>, M.Yu. Zharkov<sup>2</sup>, I.V. Mazul<sup>3</sup>, P.Yu. Piskarev<sup>3</sup>, G.M. Tarasyuk<sup>1</sup>*<sup>1</sup>National Research Nuclear University «MEPHI», Moscow, Russia<sup>2</sup>Joint Stock Company «N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering», Moscow, Russia<sup>3</sup>Joint Stock Company «D.V. Efremov Institute of Electrophysical Apparatus», St.-Petersburg, Russia

The paper provides a brief overview of research activity related to the use of the flowing layer of liquid lithium as a plasma-facing material of the limiter and divertor in tokamaks. The theoretical substantiation for a system with low recycling, possible variants of such systems, demonstration of positive test results, prospects for using in other tokamaks, related research, and emerging scientific and engineering problems are considered.

**Key words:** Divertor, limiter, flowing lithium, liquid lithium, recycling, tokamak, EAST, wetting.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-15-28

**ВВЕДЕНИЕ**

Актуальной задачей термоядерных исследований является необходимость поиска новых путей для улучшения характеристик плазмы и повышения энергоэффективности в токамаках. Одним из направлений в решении этой задачи является поиск новых материалов, обращённых к плазме, среди которых большой интерес вызывает литий. В значительной степени внимание на него было обращено из-за его геттерных свойств и способности уменьшать тепловые нагрузки на обращённые к плазме материалы за счёт большой теплоты испарения и способности поглощать и рассеивать энергию в паровом облаке, образующемся при испарении. Исходя из этих его свойств, применение лития для поглощения несгоревшего топлива и защиты материалов стенки предлагалось ещё в [1, 2].

Впоследствии внимание к литию было сопряжено с явлением так называемого рециклинга, которое представляет собой обмен изотопами водорода между плазмой и стенкой. При высоком рециклинге практически все частицы топливного материала (дейтерий и тритий), поступая из плазмы на стенку в «горячем» виде, возвращаются обратно в плазму в «холодном» виде. Это приводит к высокой концентрации холодных частиц в периферийной области, резкому охлаждению плазмы за счёт теплопроводности, пикированию температуры, турбулентности, неустойчивости, неудовлетворительному удержанию энергии, большим размерам реактора, сложности нагрева, неэффективному использованию объёма, срывам.

Альтернативой является работа токамака при низком рециклинге. Низкий рециклинг даёт уменьшение концентрации холодного топлива на периферии плазмы, теплопроводности, низкий градиент температуры центральной плазмы, увеличение температуры в центре и на периферии, более полное заполнение объёма камеры реактора, увеличение  $\beta$ , запасённой энергии, подавление турбулентности, срывов и ЭЛМов [3—5].

Впервые внимание на важность уменьшения рециклинга для улучшения характеристик плазмы было обращено в [6, 7]. В частности, этому послужили предшествующие эксперименты на TFTR [8], где были получены рекордные на то время разряды, в которых инжекция лития, который захватывал водород и затруднял его возвращение в плазму, сильно меняла поведение плазмы на границе. Впоследствии расчёты для реактора с размерами порядка JET [9, 10] показали, что, снизив рециклинг со 100% хотя бы до 50% в сочетании с глубокой подпиткой плазмы энергетичными (120—180 кэВ) атомами изотопов водорода путём нейтральной инжекции, можно получить семикратное превышение мощности, выделяемой в реакции, над вкладываемой мощностью.

Для уменьшения рециклинга необходимо, чтобы обращённые к плазме материалы обладали высокими геттерными свойствами по отношению к водороду. Именно таким материалом и является литий. Любой материал, тем не менее, в том числе и жидкий литий, рано или поздно насыщается водородом, поэтому для поддержания низкого рециклинга необходимо обновление верхнего слоя, обращённого к плазме. Это можно сделать, создав текущий по пластине слой жидкого лития, который обновляется прокаткой по замкнутой литиевой петле, так что использованный литий возвращается на пластину, имея низкую концентрацию водорода, что обеспечивает высокую эффективность захвата водорода в течение длительного времени. Создание литиевой петли необходимо и по другим причинам. Одна из них связана с необходимостью уменьшения концентрации радиоактивного трития в пределах вакуумной камеры токамака до значений ниже санитарных норм. Вторая связана с необходимостью очистки лития от твёрдых частичек гидридов и химических соединений с кислородом, углеродом и азотом, которые будут образовываться из-за чрезвычайно высокой химической активности лития. Для этого во внешней части петли должны устанавливаться фильтры.

Физическое обоснование системы с текущим слоем жидкого лития и требования к её характеристикам применительно к проблеме влияния рециклинга на свойства плазмы впервые были детально рассмотрены в [11] для токамака HT-7, и конструкция этой петли была описана в [12, 13].

Наряду с подавлением рециклинга литий выполняет ещё две задачи: поглощает все газовые примеси, уменьшая их поступление в плазму и потерю мощности на излучение, а также снижает тепловую нагрузку на поверхность при взаимодействии с плазмой, что делает его весьма перспективным материалом для лимитеров и диверторов термоядерных реакторов, которые воспринимают большие потоки плазмы [14—16].

Эксперименты с лимитером с текущим слоем жидкого лития, проведённые на токамаках HT-7 и EAST, описанные в обзорах [3, 4, 17], продемонстрировали ожидаемые достоинства такой системы.

Нужно заметить, что аналогичную функцию подавления рециклинга и рекуперации трития могут выполнять и другие системы с жидким литием, например, жидкометаллический душ, окружающий плазму, который предлагается для стелларатора FFHR-d1 [18], стенка, полностью покрытая текущим по ней литием, как предлагается для FNSF [19, 20], замкнутая система типа открытой литиевой ёмкости [21, 22] или дивертора типа парового бокса [23], а также закрытый секционированный литиевый дивертор, предложенный для DEMO [21, 24, 25] и ТИН [26]. Для NSTX-U рассматривался вариант дивертора, на поверхность которого литий подаётся по большому количеству капиллярных каналов из внутренних резервуаров, расположенных под всей поверхностью пластины, после чего литий растекается по всей поверхности пластины [27, 28]. Эти конструкции гораздо более сложны в инженерном отношении и проработаны только на уровне предложений и оценочных расчётов в отличие от систем с литием, текущим по пластине, и КПС, которые испытываются как на тестовых стендах, так и в токамаках.

Помимо систем с текущим литием, в течение многих лет активно развиваются и другие направления использования лития.

Существенный прогресс достигнут при использовании лимитеров на основе капиллярно-пористых систем (КПС) [29—34], в которых пористая среда (например, металлическая сетка) в контакте с жидким литием пропитывается литием и литий образует тонкий слой жидкости на поверхности. КПС начали развиваться задолго до появления систем с текущим литием. Они использовались на многих токамаках и продемонстрировали впечатляющие результаты по улучшению свойств плазмы. Однако до сих пор эти системы использовались как статические, без циркуляции лития по литиевой петле, и в таких системах

возможно накопление большого количества трития. Использование замкнутой литиевой петли, дополненной устройством для регенерации трития, устраняет эту проблему [3, 32].

Существенное улучшение параметров плазмы в режиме низкого рециклинга наблюдалось также в экспериментах на CDX-U со статически тороидальным жидким лимитером [35].

Замечательные результаты по улучшению параметров плазмы получены во многих экспериментах по литиизации стенок на EAST, TFTR, T-11M, FTU, NSTX, DIII-D, LTX- $\beta$ , HT-7 [5, 29, 30, 36—42], в том числе со стенками, покрытыми жидким литием. Улучшение свойств плазмы в значительной степени связывалось с уменьшением рециклинга и количества примесей. Обзор работ по литиизации представлен в [3] наряду с другими методами использования лития. Нужно отметить также LTX — токамак с жидкими стенками, который показал обнадеживающие результаты по удержанию плазмы [43].

Системы с текущим слоем лития и литиевой петлей отличаются от систем со статическим слоем жидкого или твёрдого лития, в первую очередь возможностью удаления трития из лития за пределами камеры токамака, что критически важно для уменьшения количества захороненного трития в камере токамака, уменьшения опасности выпадения твёрдых гидридов и поддержания низкого рециклинга в течение длительного периода времени за счёт обновления слоя лития, обращённого к плазме.

### ТЕКУЩИЙ ЛИТИЙ В ТОКАМАКАХ

Демонстрация эффективности систем с текущим по поверхности пластины литием была сделана на китайских токамаках HT-7 и EAST. В экспериментах на HT-7 [4, 12, 17] испытывались различные варианты лимитеров, в том числе лимитеры на основе КПС и на основе текущего лития, результаты которых суммированы в [4]. Результаты экспериментов на HT-7 продемонстрировали возможности лимитеров с жидким литием и послужили базой для проведения экспериментов на токамаке EAST, где было проведено четыре кампании с различными конструкциями лимитеров с текущим литием. Лимитеры в виде пластины устанавливались вблизи экваториальной плоскости с отрицательным наклоном  $15^\circ$  к горизонту. Литий подавался на пластину с помощью электромагнитных насосов в распределитель в верхней части пластины, стекал по пластине, собирался в её нижней части в коллектор и выводился за пределы вакуумной камеры, чтобы затем вновь быть использованным посредством постоянно циркулирующей литиевой петли.

В первой кампании 2014 г. [44—46] для поддержки текущего слоя лития использовалась биметаллическая пластина из меди (для обеспечения теплоотвода), покрытой с помощью пайки тонкой (0,1 мм) фольгой из нержавеющей стали (совместимой с литием). Макет был сконструирован и изготовлен в PPPL как первый образец системы с непрерывно текущим (на самом деле медленно ползущим) жидким литием (24/7-FLiLi). Расход лития составлял  $2 \text{ см}^3/\text{с}$ , что, как было показано в [1], обеспечивало поглощение  $10^{22} \text{ D}/\text{с}$ . Использование литиевого лимитера в этой кампании привело к уменьшению рециклинга на 33%, что повлекло за собой улучшение параметров плазмы, в том числе к уменьшению количества срывов, частичному подавлению ЭЛМов, уменьшению количества примесей в плазме. Однако всего 30% поверхности было покрыто литием, наблюдались локальные перегревы паяного соединения и повреждение поверхности лимитера, хотя и редко, но наблюдался выброс капель до 1 мм, быстро вышел из строя распределитель. Система хорошо работала только при низкой мощности дополнительного нагрева — всего 1,9 МВт.

Для второй кампании 2016 г. [16, 47] толщина слоя стали была увеличена до 0,5 мм, соединение стали и меди было выполнено горячим изостатическим прессованием (ГИП). Для лучшего растекания лития по пластине она была механически шлифована поперёк направления течения лития с размером неровностей порядка микрометра. Также была улучшена структура распределителя, сделано гелиевое охлаждение и установлено два электромагнитных насоса. В результате 70% поверхности пластины было покрыто литием, осуществлялся более равномерный теплоотвод, повышена до 4,5 МВт допустимая мощность дополнительного нагрева. Тем не менее степень покрытия поверхности была недостаточной, наблюдалась эрозия стали. Кроме того, вся конструкция оказалась ненадёжной и быстро вышла из строя.

В третьей кампании 2018 г. [48] пластина была изготовлена из молибденового сплава TZM (Ti—Zr—Mo, 98% Mo), который обладает более хорошей смачиваемостью литием и стойкостью к воздействию плазмы. В результате была увеличена до 80% доля поверхности пластины, покрытой литием, отсутствовали пятна перегрева, увеличено сопротивление эрозии пластины, повышена допустимая мощность дополнительного нагрева до 8,3 МВт. Были улучшены все основные параметры плазмы, также показано, что выброс капель незначительно влиял на работоспособность системы. Система, однако, была также ненадёжной.

В четвёртой кампании 2020 г. [49] был изменён подход к организации течения лития, который был предложен в UIUC [50, 51]. Плоская пластина была заменена на пластину с вертикальными желобками глубиной 0,5 мм и шириной 2 мм. Температура в них уменьшалась по глубине, и возникающая термо-ЭДС на границе раздела лития и молибдена провоцировала ток вдоль его стенок. Электромагнитная сила, возникающая при взаимодействии тока с магнитным полем, двигала литий вдоль желобка. Таким образом, течение лития обеспечивалось комбинацией термоэлектромагнитогидродинамических сил (ТЕМН) и силы тяжести. Литиевый лимитер вводился в установку на 0—4 см глубже, чем основной молибденовый лимитер, принимая большую нагрузку. Продемонстрировано положительное влияние лимитера на свойства плазмы при мощности нагрева 8,7 МВт. Пластина имела более высокие эксплуатационные качества, около 87% поверхности было покрыто текущим литием. Однако вся конструкция оказалась механически ненадёжной и вышла из строя уже при тепловой нагрузке 2 МВт/м<sup>2</sup>.

Опыт использования лимитеров с текущим слоем жидкого лития, несмотря на их конструкторские недостатки, подтвердил все физические ожидания, которые возлагались на эту систему. Основные результаты, полученные в четырёх кампаниях на EAST, можно свести к следующему:

- уменьшен рециклинг;
- существенно подавлены срывы;
- существенно подавлены большие ЭЛМы;
- уменьшен поток тепла в дивертор;
- уменьшено количество тяжёлых и лёгких примесей в плазме;
- увеличена запасённая в плазме энергия;
- облегчён переход в H-моду;
- обеспечены геттерные свойства;
- большое количество испаренного лития обеспечивало экранировку не только материала лимитера,

но и всей первой стенки.

Хотя система с текущим жидким литием изначально предлагалась для применения в качестве дивертора, до сих пор она испытана только в качестве лимитера. Однако полученные результаты, несмотря на выявленные инженерные проблемы, позволили рассматривать её для применения в диверторной конфигурации в токамаках.

Диверторы с жидким литием устанавливались в HT-7 и CDX-U, но они имели статический слой лития [5, 52], тем не менее даже их использование улучшало параметры плазмы.

Диверторы с текущим по поверхности слоем лития или олова разрабатываются для FNSF [19, 22, 53, 54], NSTX [56], EU-DEMO [56] и ASDEX-U [57]. В качестве опции жидкометаллический дивертор рассматривается также и для токамаков T-15MD [58] и TPT [59]. Поскольку предполагается, что альтернативные варианты диверторов будут анализироваться на более поздних стадиях работы установок, то конкретные конструкции будут выбираться позже. Для исследования различных конфигураций диверторов для DEMO, включая жидкометаллические конфигурации, проектируется специализированный токамак DTT с  $R = 2,19$  м,  $r = 0,7$  м,  $B = 6$  Тл,  $I_p = 5,5$  МА,  $P_{tot} = 45$  МВт [60, 61], который уступает ITER и DEMO, но превосходит EAST по всем перечисленным параметрам и JET по магнитному полю, мощности нагрева и току плазмы. Задачами DTT являются работа с обычным дивертором с размерами примерно как у ITER и DEMO и исследование альтернативных материалов и различных концепций дивертора, включая жидкометаллический дивертор.

## ПРОБЛЕМНЫЕ ВОПРОСЫ

Использование жидких металлов, обращённых к плазме, вызывает много вопросов [14, 15], которые требуют анализа. Среди них стоит выделить:

- эрозия лития (выброс лития, осушение подложки и её эрозия);
- смачиваемость поверхности и равномерность течения;
- рециклинг, накопление и рекуперация трития;
- загрязнение лития за счёт химических реакций (O, C, H, металлы, удаление твёрдых выделений);
- деградация металлов (коррозия, охрупчивание, склонность к нейтронному повреждению);
- течение лития в петле.

Существенным вопросом является стабильность поверхности жидкого металла при взаимодействии с плазмой. Взаимодействие токов из плазмы, которые текут через слой жидкого металла, с магнитным полем, а также релей-тейлоровская неустойчивость, возникающая при набегании более плотной жидкости на менее плотную, могут приводить к дестабилизации поверхности [62], расплескиванию и выбросу капель, которые наблюдались в ряде работ на испытательных стендах и в токамаках. Эмиссия слишком большого количества лития в плазму при взаимодействии плазмы с литиевой поверхностью приводила к срывам в HT-7 [63], DIII-D [64]. Выброс капель лития в HT-7 и EAST приводил к затруднению обратного перехода H—L [65], к деградации плазмы и срывам [63]. Однако оказалось, что плазма чувствительна к этому эффекту в L-моде и H-моде с низкими параметрами и гораздо менее чувствительна в H-моде с высокими параметрами [65]. Это можно связать с тем, что паровое облако, образующееся при эрозии лития, уменьшает тепловую нагрузку на поверхность. Эффект существенно усиливается при увеличении магнитного поля и потока плазмы на стенку. Так, в NSTX выброса лития не наблюдали, а в DIII-D с более сильным полем и током выброс капель был зарегистрирован во время ЭЛМов [64]. Выброс капель, как оказалось, возможен и без магнитного поля из-за проблем с неоднородностью течения и наличием препятствий на пути потока (например, твёрдые осадки загрязнений). В [66] на экспериментальном стенде с текущим литием в отсутствие магнитного поля наблюдали выброс капель размером 0,05—0,35 мм, средним размером 0,175 мм. В Magnum-PSI [33] выброс капель олова наблюдался из различных КПС с использованием сеток, спечённого вольфрама и вольфрама, созданного 3-D-печатью. Выбросу капель способствует избыточное заполнение пористых структур жидким металлом. В ряде работ, однако, было показано, что использование капиллярно-пористых структур уменьшает разбрызгивание лития [4, 30, 44]. Несмотря на имеющиеся наблюдения образования капель, можно ожидать, исходя из опыта HT-7 и EAST, что выброс капель не будет существенным фактором в плотной высокотемпературной плазме. На это также позволяет надеяться опыт по литиизации стенок токамаков путём инъекции лития в плазму.

Эрозия лития при взаимодействии с плазмой существенно более интенсивна, нежели просто испарение. Так, оценки количества лития, выброшенного с лимитера EAST во время импульса длительностью 10 с, примерно в 2—3 раза больше, чем количество лития, испаренного за 600 с между импульсами [47]. Помимо расплескивания и выброса капель, эрозия возможна за счёт распыления и испарения. Физическое распыление лития существенно только при низких температурах, когда испарение ничтожно. Однако поток испаренного вещества экспоненциально зависит от температуры, при рабочих температурах дивертора порядка 350 °С. Как показали расчёты для ДЕМО-ТИН [67], испарение идёт гораздо более интенсивно, нежели распыление. Экспериментальные измерения эрозии лития оказались существенно ниже расчётных. Это объяснялось тем, что испаренный литий формирует плотное паровое облако над поверхностью, которое наблюдалось экспериментально и которое не только уменьшает поток энергии на поверхность, но и приводит к возврату лития на поверхность в результате столкновений [68]. Экранирование за счёт образования парового облака может позволить увеличить допустимую температуру лития.

Испаряющийся литий, тем не менее, проникает в плазму, влияя на её свойства, и осаждаётся на стенках токамака. Однако в системе с низким рециклингом на EAST частота и интенсивность нештатных событий существенно уменьшались и негативного влияния эрозии лития с лимитера не наблюдалось. Литий, эмитированный с лимитера, обнаруживался в виде облака в периферийной плазме [67]. В

[13] также сообщается, что в NSTX не наблюдали лития в центре плазмы при использовании напыленного лития. Эти результаты позволяют надеяться на такое же развитие событий и в других токамаках. Более того, осаждение лития на стенки можно рассматривать и как положительный эффект [3], поскольку геттерирование литием используется в современных токамаках, в том числе путём инъекции лития в плазму. При большой мощности, выделяемой на диверторных пластинах, возможно, придётся принимать меры для предотвращения поступления чрезмерно больших потоков лития в плазму. Как один из вариантов в диверторе с текущим литием можно установить дополнительную пластину напротив приёмной пластины для сбора лития и возврата его в литиевую петлю.

Слой текущего лития выполняет, по крайней мере, две функции: захват водорода и защита поддерживающей его поверхности. Обычно 0,1—0,2 мм считается приемлемой толщиной, хотя в экспериментах толщину текущего лития никто не измерял, ограничиваясь измерениями количества протекающего лития.

Скорость течения лития и толщина текущего слоя должны обеспечить поглощение основного количества водорода. Оценки [11] дают необходимое значение скорости 0,1 см/с. В экспериментах на EAST [44] скорость течения составляла 2 см/с, а в экспериментах на стенде MATN-Li [66] равномерное покрытие пластины и устойчивое течение по ней наблюдались при 15 м/с и расходе лития порядка 1,5 м<sup>3</sup>/ч. Толщина слоя лития не сообщалась, но её легко оценить как 0,1 мм, исходя из расхода лития, скорости течения и размеров пластины. Очень высокая скорость течения, возможно, и приводила к выбросу капель при встрече потока лития с препятствиями на его пути, которые были зарегистрированы видеосъёмкой. Возникает вопрос, а будет ли поток с такой скоростью устойчивым в магнитном поле.

Обеспокоенность вызывает вопрос о локальном осушении поверхности пластины при испарении большого количества лития, что может приводить к эрозии поддерживающего поток лития металла, который имеет существенно более высокий атомный номер. Предполагается, однако, что литий из соседних областей быстро заполнит осушаемое пятно, особенно, если поверхность будет микротекстурирована и капиллярные эффекты на ней будут способствовать этому [31]. Эрозия и появление тяжёлых элементов материала пластины наблюдались в плазме EAST в первых кампаниях с жидкометаллическим лимитером, но это происходило, в основном, из-за того, что степень покрытия поверхности была мала. В третьей и четвёртой кампаниях покрытие поверхности было больше и концентрация тяжёлых примесей в плазме была мала [48, 49]. Эффективный заряд в третьей кампании уменьшился с 2,1 до 1,6, а количество тяжёлых примесей в плазме при использовании лимитера с текущим литием было даже меньше, нежели при литизации поверхности. Это свидетельствует, что поверхность лития способна к самозалечиванию. Защите от локальных перегревов могут способствовать также такие свойства лития, как большая теплота испарения, которая снижает тепловую нагрузку, и образование парового облака, в котором поток плазмы теряет энергию и рассеивается по большой площади. Отсутствие тяжёлых примесей в плазме наблюдалось также на FTU при использовании КПС, где единственной примесью в плазме был литий [30]. Паровое облако лития защищало поддерживающий его металл от эрозии при нагрузках 5 МВт/м<sup>2</sup>.

Существенной проблемой поверхности, поддерживающей литий, как показали все эксперименты с текущим литием, являются её смачиваемость и равномерность течения лития по ней. Исследования смачиваемости показали, что она улучшается с температурой. Критический угол смачивания у всех металлов (даже литиефобных) снижается до 20—30° при температуре порядка 400—450 °С [69]. Однако экспоненциальный рост скорости испарения с температурой и увеличение рециклинга при высоких температурах налагают ограничения на температуру лития. В наиболее удачных экспериментах по течению [66] температура поддерживалась на уровне 350 °С.

Для улучшения смачиваемости и уменьшения температуры предпринимаются различные меры по обработке поверхности. Плохая смачиваемость обусловлена в значительной степени загрязнением поверхности лития и подложки. Загрязнение лития будет происходить из-за коррозии подложки и реакции с газами, поступающими из подложки, вакуумной системы и литиевой петли. Выдержка лития даже в хорошем вакууме в течение длительного времени ухудшала смачиваемость за счёт окисления лития [42, 70, 71]. Поэтому обезгаживание всей вакуумной системы и литиевой петли, а также тщательная

очистка всех поверхностей, контактирующих с литием, приводят к улучшению смачивания и течения лития по пластине [66, 70].

Эффективным методом увеличения смачиваемости, которое наблюдалось при измерениях смачиваемости и затем использовалось при работе на токамаках и экспериментальных стендах, является предварительное покрытие поверхности литием [4, 66, 69, 70], поскольку в этом случае литий взаимодействует не с металлом подложки, а со свежей поверхностью лития. Нанесение свежей плёнки лития на SS, Mo, TZM, W, Ta делало поверхность литиефильной при всех температурах, начиная с температуры плавления [69, 70]. Поэтому предварительное покрытие поверхности лимитера литием перед загрузкой в токамак проводилось на EAST в загрузочной камере при высокой температуре [44].

Положительный эффект оказывают тонкие плёнки литиефильных материалов, наносимых на поверхность [72]. Очистка поверхности плазмой также показала себя хорошо [69, 70]. Поверхность нержавеющей стали после обработки в плазме стала литиефильной при всех температурах, начиная с температуры плавления.

Существенное влияние на смачиваемость оказывает текстурирование поверхности. Текстурирование с характерными размерами в единицы—сотни микрон делает поверхность более литиефильной и обеспечивает равномерное распределение лития по поверхности из-за капиллярных эффектов [31].

Микротекстурирование поверхности можно создать механической или иного вида обработкой. Например, создание капиллярных бороздок перпендикулярно направлению течения лития в EAST позволило улучшить равномерность потока лития по пластине [16, 44—47]. Создание арочной структуры микрокапилляров на стали поперёк течения лития позволило почти полностью смочить поверхность пластины в стендовых экспериментах по течению лития [66].

В [73], однако, текстурирование путём создания ряби с нанометровыми размерами на поверхности молибдена привело к обратному эффекту — увеличению температуры смачивания. Неясно, однако, являлось это следствием нанометровых размеров структуры или окислением поверхности при лазерной обработке.

Микротекстурирование поверхности можно создавать, используя трёхмерные капиллярно-пористые конструкции на поверхности, которые обеспечат равномерное покрытие поверхности литием, как это происходит в КПС. Решение, которое приходит на ум в первую очередь — это покрытие поверхности капиллярной сеткой, как предлагается в [32]. Возможно использование однослойных или двухслойных сеток [4, 32]. Для EU-DEMO предлагается дивертор [56] с оловом, текущим по поверхности пористого вольфрама, полученного трёхмерной печатью, который исследовался на смачиваемость в [71]. Рассматриваются также такие структуры, как пористый (вспененный) молибден [74], композитный борид лития [75], вольфрамовый пух [76], пористый вольфрам, легированный цирконием [77], спечённый пористый вольфрам на вольфраме [57].

Одна из проблем таких структур — способность тонкого слоя лития защитить поддерживающую его металлическую основу от высоких тепловых нагрузок. Эта способность была продемонстрирована в ряде экспериментов. Эрозии сетки не обнаружено в [78] при облучении молибденовой КПС с литием потоком плазмы  $2 \text{ МВт/м}^2$  в течение 200 мин. Испытания дивертора из пористого молибдена, покрытого статическим слоем жидкого лития в NSTX [79] показали, что в разрядах с мощностью нагрева 5 МВт линии молибдена в плазме не наблюдаются, что свидетельствует, что даже статический слой лития защищает текстурированную структуру от эрозии. Устойчивость КПС при воздействии потоков плазмы до  $12 \text{ МВт/м}^2$  продемонстрирована в COMPASS [80]. Испытания четырёх разных КПС, заполненных оловом, проводили в OLMAT HNF [34]: вольфрамовые сетки (CIEMAT), вольфрамовый войлок (ENEA), спечённые электроискровым методом вольфрамовые диски (DIFFER) и пористые вольфрамовые структуры, полученные трёхмерной печатью (DIFFER). Испытания показали, что образцы пористого вольфрама, полученного трёхмерной печатью в DIFFER [81], продемонстрировали наилучший результат (до  $60 \text{ МВт/м}^2$ ), а синтезированный пористый вольфрам показал наихудший результат, разрушившись при  $15 \text{ МВт/м}^2$ . Способность литиевых КПС выдерживать интенсивные импульсные нагрузки продемонстрирована в экспериментах с плазменными пушками QSPA, MK-200UG, PLM [31], а также в экспериментах на Magnum-PSI с оловянной КПС [33]. Это делает пористые покрытия весьма перспективными для дивертора с высокой нагрузкой, как, например, в DEMO.

Неполное покрытие поддерживающих пластин литием и неравномерность течения лития по ним были первой проблемой, с которой столкнулись при работе с ними. Для поддержки текущего слоя жидкого лития рассматриваются два варианта пластин [4]. В одном из них [16, 44—48] литий течёт под действием силы тяжести по плоской или микротекстурированной поверхности. Во втором [49—51] литий течёт вдоль желобков миллиметровых размеров под действием силы тяжести и термоэлектромагнитогидродинамических сил (ТЕМНД), которые возникают из-за взаимодействия магнитного поля токамака и электрического тока, текущего по стенке желобка, который стимулирован термо-ЭДС, возникающей из-за разности температур на поверхности пластины и на дне желобка.

В экспериментах на EAST не удавалось достичь покрытия поверхности более 80% при течении лития под действием силы тяжести. Однако испытания течения под действием силы тяжести в установке MATN-Li [66] продемонстрировали почти полное покрытие поверхности литием и равномерное течение при соблюдении определённых условий. Было показано, что равномерное смачивание и устойчивое течение можно обеспечить, если создать систему микробороздок в форме арок на поверхности пластины поперёк направления течения лития, хорошо обезгазить всю систему длительным прогревом, предварительно смочить пластину избыточным потоком лития при повышенной температуре, поддерживать пластину и всю петлю при температуре порядка 350 °С в течение всего времени работы и обеспечить достаточно высокую скорость течения. Эти условия можно рассматривать как рекомендуемые для дальнейших работ.

Что касается второго варианта течения в желобках под действием ТЕМНД, то его использование в четвёртой кампании EAST оказалось более успешным [49], нежели первого. Покрытие поверхности составило 87%. Напротив, в экспериментах на HT-7 [4] система с ТЕМНД оказалась менее удачной, нежели остальные варианты лимитера, возможно, из-за недостаточно хорошего смачивания всей системы и желобков. Расчёты [82] показали, что даже при небольших скоростях течения в желобках порядка 1 см/с возможны проблемы, связанные с осушением желобков. Расчёты показали, однако, что этот эффект частично подавляется путём организации специальной формы желобков.

Пластина, поддерживающая литий, должна иметь хорошую теплопроводность и коррозионную стойкость. Возможны два варианта изготовления плоских пластин. Первый — это биметаллическая пластина с тонким слоем коррозионно-стойкой нержавеющей стали (возможно вольфрама или молибдена) на теплоотводящей пластине из меди или медном сплаве (как в первой и второй кампаниях на EAST). Второй — это пластина из вольфрама или молибдена (как в третьей кампании на EAST), которая имеет меньшую, нежели медь, теплопроводность, но представляет меньшую опасность с точки зрения литиевой коррозии, эрозии потоком плазмы и стойкости биметаллического соединения при циклических тепловых нагрузках. Биметаллические пластины для EAST изготавливались либо пайкой, либо горячим изостатическим прессованием. В [83] описаны три технологии создания биметаллических пластин и их испытаний: мозаичная вакуумная пайка медных плиток 2×2 см на стальную фольгу, горячее изостатическое прессование фольги из нержавеющей стали и меди и химическое осаждение вольфрама из пара. Все три пластины показали устойчивость соединения при термоциклических испытаниях (100—500 °С с нагрузкой электронным пучком до 8 МВт/м<sup>2</sup> поглощённой мощности при охлаждении водой), равномерность теплоотвода, отсутствие пятен перегрева. Испытания проводились без лития на поверхности, с литием тепловая нагрузка может быть увеличена кратно. Следов литиевой коррозии медной пластины с осаждённым слоем вольфрама не обнаружено.

Серьёзную проблему представляет образование твёрдых микрочастиц — продуктов химического взаимодействия лития с газами и металлами, которые могут забивать микропоры в распределителе и капиллярных системах. Загрязнение газообразными продуктами с образованием разнообразных твёрдых соединений наблюдалось во всех лабораторных экспериментах по изучению смачивания. На литии, согласно РФЭС, образуются такие соединения, как LiOH, Li<sub>3</sub>N и Li<sub>2</sub>CO<sub>3</sub> [70], которые в конечном итоге образуют корочку на поверхности [69, 70] даже в вакууме 10<sup>-6</sup>—10<sup>-5</sup> торр [71]. Поэтому перед загрузкой лития в петлю необходим длительный (порядка суток и более) прогрев всей системы при температурах, обеспечивающих обезгаживание, в первую очередь удаление воды. Опасность представляет длительный контакт с воздухом, если камера токамака вскрывается на обслуживание. Необходима

разработка технологии покрытия открытой поверхности лития неким легко удаляемым барьерным слоем для предотвращения реакции с атмосферными газами.

Загрязнение лития возможно также из-за коррозии материалов в контакте с ним. Так, в NSTX и NSTX-U [84] констатировали загрязнение лития углеродом при взаимодействии с углеродными стенками. Загрязнение лития возможно и при коррозии металлов в литии. Коррозия нержавеющей стали SS 304 становится существенной уже при 300 °C на временном интервале 1000 ч [85, 86]. Литий разлагает окисел хрома, после чего реагирует со всеми элементами стали.

Образование твёрдых выделений гидридов в жидком литии возможно также при большом количестве поглощённого дейтерия или трития.

В системах с текущим литием его очищение можно организовать за пределами вакуумной камеры, установив фильтры и систему рекуперации водорода в выходном канале литиевой петли [13]. В КПС-системах также можно обновлять поверхностный загрязнённый слой, организовав циркуляцию лития. Это можно сделать как с помощью внешней литиевой петли, как в [32], так и с помощью электромагнитных сил в замкнутых внутрикамерных системах [87]. Как возможный вариант можно использовать также периодическую очистку свободной поверхности лития плазмой. Обновление поверхности лития в КПС на токамаке T-11M достигается частичным возвращением (15%) испаренного лития из периферийной плазмы в холодную зону КПС и далее в зону испарения посредством капиллярных сил. Однако в системах с внутрикамерным оборотом трития остаётся открытым вопрос о количестве накопленного трития в токамаке.

Одной из инженерных проблем систем с текущим литием остаётся организация равномерной подачи лития на пластину посредством так называемого распределителя. Эта проблема обозначилась на EAST, когда обнаружилось, что часть выходных отверстий распределителя просто не работала. Это было обусловлено в том числе недостаточной смачиваемостью в системе и неравномерностью давления в потоке лития в направлении к выходным отверстиям. Поэтому рассматривается большое количество разных вариантов таких распределителей, которые должны обеспечить более-менее равномерную подачу лития [48, 66].

Возобновление литиевого слоя, стекающего по пластине, обеспечивается литиевой петлёй, подающей литий в распределитель и собирающей его после стекания в коллектор [11—13]. Движение лития по петле осуществляется, как правило, электромагнитными насосами, которые устанавливаются либо в камере токамака и работают, используя собственное магнитное поле токамака, либо за пределами токамака для облегчения обслуживания. Для экспериментальных систем существуют также варианты циркуляции лития под действием газового давления с использованием аргона как инертного газа [66].

Взаимодействие лития с металлами, контактирующими с ним, может стать проблемой с точки зрения сохранения физико-химических свойств металлов в установках, работающих продолжительное время. До сих пор не было проблем, например, с использованием нержавеющей стали, однако они могут возникнуть при длительном использовании в реакторе. Анализ коррозии металлов при контакте с литием [85] привёл к выводу, что при одинаковых условиях потери веса после контакта с жидким литием уменьшались в ряду  $Cu > SS304 > TZM > Mo > W$ . Коррозия нержавеющей стали SS304 становилась существенной уже при 300 °C на временном интервале 1000 ч. При увеличении температуры до 350 °C, которая использовалась в лимитерах до сих пор, коррозия будет больше. Коррозия Mo и TZM при 250 °C незначительна на временах порядка тысяч часов, но при больших временах TZM может представлять проблему [88]. В [86] испытания проводили при 300 °C в течение 2000 ч. Было показано, что W, Mo, SS304, SS316, Inconel 625, SS316, покрытая серебром, и алюминиевая бронза имели скорость коррозии  $< 1,0 \mu/\text{год}$ , что представляется приемлемым для будущих установок. Однако SS316, покрытая серебром, и алюминиевая бронза продемонстрировали значительную деградацию в ходе испытаний. Следует иметь в виду, что результаты испытаний на коррозию, выполненные в статическом жидком металле, дают заниженные результаты по сравнению с результатами испытаний в текущем металле. Поэтому и выводы могут оказаться совершенно другими. Коррозия может усиливаться также электрическими токами, текущими между литием и металлом в контакте с ним. Возникает также непростой вопрос, будет ли коррозия зависеть от нейтронного облучения, поглощения водорода и накопления гелия, и наоборот, будет ли она влиять на эти процес-

сы. И, наконец, будет ли это всё влиять на механические свойства, в том числе охрупчивание металлов. Эти вопросы пока не анализировались.

Помимо этого, существует большое количество вопросов, которые также не проработаны. В их числе можно упомянуть следующие: окисление лития при вскрытии вакуумной камеры на длительное время, отслаивание толстого осаждённого на стенки слоя лития, содержащего тяжёлые примеси, и последствия его попадания в плазму, накопление большого количества трития и тритиевая опасность, фильтрации твёрдых выделений в литии, эффекты в трубках литиевой петли, когда возможны замедление потока или его полное запираение при течении в магнитном поле, загрязнение лития гелием и другие.

Необходимо отметить, что, помимо лития, большой интерес вызывает олово. В частности, дивертор с текущим оловом предлагается для европейского DEMO [56]. Выбор олова был обусловлен в первую очередь меньшим окислением в периоды длительного контакта с атмосферой при остановках реактора, меньшим содержанием захороненного внутри реактора трития из-за высокого рециклинга, дешевизной и отсутствием опасности возгорания или взрыва. В пользу олова также приводится ожидание того, что его концентрация в плазме будет меньше, чем лития, так что, несмотря на его больший атомный номер,  $Z_{эф}$  могут оказаться примерно одинаковыми. Олово, однако, как и литий, имеет свои недостатки, которые тоже существенны. Олово имеет худшую смачиваемость и нуждается в более высокой рабочей температуре. Олово оказывается более агрессивным металлом, нежели литий. Высокий рециклинг, необходимый для уменьшения количества захороненного трития, можно рассматривать не как достоинство, а как серьёзный недостаток с точки зрения влияния на плазму. Тем не менее олово и сплавы олова с литием и галлием, равно как и литий, активно исследуются в настоящее время.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Теоретические расчёты свидетельствуют, что низкий рециклинг топлива в токамаках является ключом к получению высоких характеристик плазмы и высоких значений  $Q$ . Низкий рециклинг может быть обеспечен при использовании диверторов и лимитеров с текущим слоем жидкого лития. Эксперименты на токамаках HT-7 и EAST с лимитерами с текущим литием продемонстрировали уменьшение рециклинга и, как следствие, существенное подавление срывов и больших ЭЛМов, увеличение запасённой в плазме энергии, облегчение перехода в H-моду, уменьшение потока энергии на первую стенку и диверторные пластины.

Практическая реализация полномасштабного дивертора требует анализа ряда физических и инженерных проблем, таких как стабильность поверхности лития и литиевого потока, эрозия лития, смачиваемость поверхности и равномерность течения, накопление и рекуперация трития, загрязнение лития за счёт химических реакций с газами и металлами и очистка лития от твёрдых химических выделений, коррозия и деградация свойств металла, влияние нейтронного повреждения, течение лития в системе снабжения.

Тем не менее опыт, накопленный на токамаках HT-7 и EAST и испытательном стенде MaTH-Li, а также многочисленные сопутствующие работы на токамаках и лабораторных стендах позволяют надеяться, что система с текущим слоем лития будет полезной и востребованной.

Авторы благодарны Л.Е. Захарову и С.В. Мирнову за ценные рекомендации при подготовке статьи. Авторы благодарны ГК «Росатом» за поддержку работ по данной тематике в рамках контрактов №774/152-Д и № 774/833-Д с ЧУ «Наука и инновации».

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **McCracken G.M., Ertents S.K.** Ion burial in the divertor of a fusion reactor. — In: B.N.E.S. Nuclear Fusion Reactor Conference at Culham Laboratory, Sept. 1969, Paper 4.2.
2. **Emmert G.A., Donhowe J.M., Mense A.T.** Poloidal Divertor for the Wisconsin Tokamak Reactor. — J. of Nuclear Materials, 1974, vol. 53, p. 39—42; doi: 10.1016/0022-3115(74)90217-7.
3. **Hu J.S., Li L., Zuo G.Z. et al.** A review of lithium application for the plasma-facing material in EAST Tokamak. — Reviews of Modern Plasma Physics, 2023, 7:9; doi: org/10.1007/s41614-023-00114-7.

4. **Zuo G.Z., Ren J., Hu J.S.** Liquid lithium surface control and its effect on plasma performance in the HT-7 tokamak. — *Fusion Eng. and Des.*, 2014, vol. 89, p. 2845—2852; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2014.05.020.
5. **Hu J.S., Zuo G.Z., Li J.G. et al.** Investigation of lithium as plasma facing materials on HT-7. — *Ibid.*, 2010, vol. 85, p. 930—934; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2010.08.034.
6. **Krashennikov S.I., Zakharov L.E., Pereverzev G.V.** On lithium walls and the performance of magnetic fusion devices. — *Physics of Plasmas*, 2003, vol. 10, p. 1678; doi: 10.1063/1.1558293.
7. **Zakharov L.E., Blanchard W., Kaita R. et al.** Low recycling regime in ITER and the LiWall concept for its divertor. — *J. of Nuclear Materials*, 2007, vol. 363—365, p. 453—457; doi: 10.1016/j.jnucmat.2007.01.230.
8. **Strachan J.D., Mansfield D.K., Bell M.G.** Wall conditioning experiments on TFTR using impurity pellet injection. — *J. of Nuclear Materials*, 1994, vol. 217, p. 145—153; doi: org/10.1016/0022-3115(94)90314-X.
9. **Zakharov L.E.** On a burning plasma low recycling regime with PDT = 23—26 MW, QDT = 5—7 in a JET-like tokamak. — *Nucl. Fusion*, 2019, vol. 59, p. 096008; doi: 10.1088/1741-4326/ab246b.
10. **Zakharov L.E., Allain J.P., Bennett S.X. et al.** Low Recycling Divertor for JET Burning Plasma Regime (PDT > 25 MW, QDT > 5), Insensitive to Plasma Physics. — *IEEE Transactions on Plasma Science*, 2020, vol. 48, p. 1849—1856; doi: 10.1109/TPS.2019.2953591.
11. **Zakharov L.E.** Design Guidance for Flowing Lithium Systems in Tokamaks. Report at HT-7 Data Meeting and Workshop. July 19, 2011, ASIPP, Hefei, Anhui, China; doi: w3.pppl.gov/~zakharov.
12. **Yang Q.X., Zhao W.L., Wang Y.S. et al.** Design of flowing liquid lithium device for HT-7 tokamak. — *Fusion Eng. and Des.*, 2013, vol. 88, p. 1646—1649; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2013.05.107.
13. **Ono M., Majeski R., Jaworski M.A. et al.** Liquid lithium loop system to solve challenging technology issues for fusion power plant. — *Nucl. Fusion*, 2017, vol. 57, p. 116056; doi: org/10.1088/1741-4326/aa7f41.
14. **Ono M., Jaworski M.A., Kaita R., NSTX-U contributions** Liquid lithium applications for solving challenging fusion reactor issues. — *Fusion Eng. and Des.*, 2017, vol. 117, p. 124—129; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2016.06.060.
15. **Nygren R.E., Tabarés F.L.** Liquid surfaces for fusion plasma facing components — a critical review. Part I: Physics and PSI. — *Nuclear Materials and Energy*, 2016, vol. 9, p. 6—21; doi: org/10.1016/j.nme.2016.08.008.
16. **Hu J.S., Zuo G.Z., Maingi R.** Experiments of continuously and stably flowing lithium limiter in EAST towards a solution for the power exhaust of future fusion devices. — *Nuclear Materials and Energy*, 2019, vol. 18, p. 99—104; doi: org/10.1016/j.nme.2018.12.017.
17. **Hu J.S., Ren J., Sun Z. et al.** An overview of lithium experiments on HT-7 and EAST during 2012. — *Fusion Eng. and Des.*, 2014, vol. 89, p. 2875—2885; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2014.06.015.
18. **Miyazawa J., Goto T., Murase T. et al.** Conceptual design of a liquid metal limiter/divertor system for the FFHR-d1. — *Ibid.*, 2017, vol. 125, p. 227—238; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2017.07.003.
19. **Smolentsev S., Rognlien T., Tillac M. et al.** Integrated Liquid Metal Flowing First Wall and Open-Surface Divertor for Fusion Nuclear Science Facility: Concept, Design, and Analysis. — *Fusion Science and Technology*, 2019, vol. 75, p. 1—20; doi: 10.1080/15361055.2019.1610649.
20. **Nygren R.E., Rognlien T., Rensink M.E. et al.** A fusion reactor design with a liquid first wall and divertor. — *Fusion Eng. and Des.*, 2004, vol. 72, p. 181—221; doi: 10.1016/j.fusengdes.2004.07.007.
21. **Goldston R.J., Hakim A., Hammett G.W. et al.** Recent advances towards a lithium vapor box divertor. — *Nuclear Materials and Energy*, 2017, vol. 12, p. 1118—1121; doi: org/10.1016/j.nme.2017.03.020.
22. **Smolentsev S.** Design window for open-surface lithium divertor with helium-cooled substrate. — *Fusion Eng. and Des.*, 2021, vol. 173, p. 112930; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2021.112930.
23. **Emdee E.D., Goldston R.J.** Comparing lithium vapor box designs in a high heat flux scenario using SOLPS-ITER. — *Nuclear Materials and Energy*, 2023, vol. 34, p. 101335; doi: org/10.1016/j.nme.2022.101335.
24. **Nagayama Y.** Liquid lithium divertor system for fusion reactor. — *Fusion Eng. and Des.*, 2009, vol. 84, p. 1380—1383; doi: 10.1016/j.fusengdes.2009.02.002.
25. **Shpanskiy Yu.S., and the DEMO-FNS Project Team.** Progress in the design of the DEMO-FNS hybrid facility. — *Nucl. Fusion*, 2019, vol. 59, p. 076014; doi: org/10.1088/1741-4326/ab14a8.
26. **Скоков В.Г., Сергеев В.Ю., Ануфриев Е.А. и др.** Сравнение вариантов литиевого дивертора для токамака ДЕМО-ТИН. — *Журнал технической физики*, 2021, т. 91, с. 567—578; doi: 10.21883/JTF.2021.04.50619.259-20.
27. **Rindt P., Lopes Cardozo N.J., van Dommelen J.A.W. et al.** Conceptual design of a pre-loaded liquid lithium divertor target for NSTX-U. — *Fusion Eng. and Des.*, 2016, vol. 112, p. 204—212; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2016.08.020.
28. **Jaworski M.A., Brooks A., Kaita R. et al.** Upgrades toward high-heat flux, liquid lithium plasma-facing components in the NSTX-U. — *Ibid.*, p. 93—101; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2016.07.009.
29. **Mirnov S.V., Azizov E.A., Evtikhin V.A. et al.** Experiments with lithium limiter on T-11M tokamak and applications of the lithium capillary-pore system in future fusion reactor devices. — *Plasma Phys. Control. Fusion*, 2006, vol. 48, p. 821—837; doi: org/10.1088/0741-3335/48/6/009.
30. **Mazzitelli G., Apicella M.L., Ridolfini V.P. et al.** Review of FTU results with the liquid lithium limiter. — *Fusion Eng. and Des.*, 2010, vol. 85, p. 896—901; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2010.08.038.
31. **Lyublinski I., Vertkov A., Mirnov S., Lazarev V.** Protection of tokamak plasma facing components by a capillary porous system with lithium. — *J. of Nuclear Materials*, 2015, vol. 463, p. 1156—1159; doi: org/10.1016/j.jnucmat.2014.12.017.

32. **Вертков А.В., Жарков М.Ю., Люблинский И.Е., Сафронов В.А.** Сравнительный анализ концепций литиевой первой стенки для токамака реакторных технологий. — *Физика плазмы*, 2021, т. 47, № 12, с. 1130—1145; doi: 10.31857/S0367292121110251.
33. **Scholte J.G.A., Iafrati M., Lam S.S.H.** Reducing tin droplet ejection from capillary porous structures under hydrogen plasma exposure in Magnum-PSI. — *Nuclear Materials and Energy*, 2023, vol. 34, p. 101315; doi: org/10.1016/j.nme.2022.101315.
34. **Oyarzabal E., Tabarés F.L., Liniers M. et al.** Comparative study of different Sn wetted W CPSs exposed to NBI fluxes in the OLMAT facility. — *Fusion Eng. and Des.*, 2023, vol. 190, p. 113711; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2023.113711.
35. **Kaita R., Majeski R., Boaz M. et al.** Effects of large area liquid lithium limiters on spherical torus plasmas. — *J. Nucl. Mater.*, 2005, vol. 337—339, p. 872—876; doi: org/10.1016/j.jnucmat.2004.10.019.
36. **Hu J.S., Sun Z., Guo H.Y. et al.** New steady-state quiescent high-confinement plasma in an experimental advanced superconducting tokamak. — *Phys. Rev. Lett.*, 2015, vol. 114, p. 055001; doi: 10.1103/PhysRevLett.114.055001.
37. **Maingi R., Boyle D., Canik J. et al.** The effect of progressively increasing lithium coatings on plasma discharge characteristics, transport, edge profiles and ELM stability in the National Spherical Torus Experiment. — *Nucl. Fusion*, 2012, vol. 52 (8), p. 083001; doi: org/10.1088/0029-5515/52/8/083001.
38. **Mansfield D.K., Hill K.W., Strachan J.D. et al.** Enhancement of Tokamak Fusion Test Reactor performance by lithium conditioning. — *Phys. Plasmas*, 1996, vol. 3, p. 1892—1897; doi: org/10.1063/1.871984.
39. **Maan A., Boyle D.P., Majeski R. et al.** Improved neutral and plasma density control with increasing lithium wall coatings in the Lithium Tokamak Experiment- $\beta$  (LTX- $\beta$ ). — *Nuclear Materials and Energy*, 2023, vol. 35, p. 101408; doi: org/10.1016/j.nme.2023.101408.
40. **Baek S.G., Li M.H., Zhao H. et al.** Impact of lithium wall conditioning and wave-frequency on high density lower hybrid current drive experiment on EAST. — *Ibid.*, 2021, vol. 26, p. 100955; doi: org/10.1016/j.nme.2021.100955.
41. **Kaita R., Berzak L., Boyle D. et al.** Experiments with liquid metal walls: Status of the lithium tokamak experiment. — *Fusion Eng. and Des.*, 2010, vol. 85, p. 874—881; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2010.04.005.
42. **Skinner C.H., Sullenberger R., Koel B.E. et al.** Plasma facing surface composition during NSTX Li experiments. — *J. Nucl. Mater.*, 2013, vol. 438, p. S647—S650; doi: org/10.1016/j.jnucmat.2013.01.136.
43. **Schmitt J.C., Abrams T., Baylor L.R. et al.** Results and future plans of the Lithium Tokamak eXperiment (LTX). — *Ibid.*, p. S1096—S1099; doi: org/10.1016/j.jnucmat.2013.01.241.
44. **Hu J.S., Zuo G.Z., Ren J. et al.** First results of the use of a continuously flowing lithium limiter in high performance discharges in the EAST device. — *Nucl. Fusion*, 2016, vol. 56, p. 046011; doi: 10.1088/0029-5515/56/4/046011.
45. **Yang Q., Chen Z., Du Q.** Development of the flowing liquid lithium limiter for EAST tokamak. — *Fusion Eng. and Des.*, 2017, vol. 124, p. 179—182; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2017.04.063.
46. **Zuo G.Z., Hu S., Maingi R. et al.** Mitigation of plasma-material interactions via passive Li efflux from the surface of a flowing liquid lithium limiter in EAST. — *Nucl. Fusion*, 2017, vol. 57, p. 046017; doi: 10.1088/1741-4326/aa5ea0.
47. **Zuo G.Z., Hu J.S., Maingi R. et al.** Results from an improved flowing liquid lithium limiter with increased flow uniformity in high power plasmas in EAST. — *Nuclear Fusion*, 2019, vol. 59, p. 016009; doi: 10.1088/1741-4326/aaedcb.
48. **Li C.L., Zuo G.Z., Maingi R. et al.** Development of a new TZM substrate flowing liquid lithium limiter for high performance plasma discharge in EAST. — *Fusion Eng. and Des.*, 2020, vol. 158, p. 111747; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2020.111747.
49. **Zuo G.Z., Li C.L., Maingi R. et al.** Effect of continuously flowing liquid Li limiter on particle and heat fluxes during H-mode discharges in EAST. — *Nuclear Materials and Energy*, 2022, vol. 33, p. 101263; doi: org/10.1016/j.nme.2022.101263.
50. **Xu W., Fiflis P., Szott M. et al.** Vertical flow in the Thermoelectric Liquid Metal Plasma Facing Structures (TELS) facility at Illinois. — *J. of Nuclear Materials*, 2015, vol. 463, p. 1181—1185; doi: org/10.1016/j.jnucmat.2014.12.045.
51. **Jaworski M.A., Morley N.B., Ruzic D.N.** Thermocapillary and thermoelectric effects in liquid lithium plasma facing components. — *Ibid.*, 2009, vol. 390—391, p. 1055—1058; doi: org/10.1016/j.jnucmat.2009.01.255.
52. **Majeski R., Kaita R., Boaz M. et al.** Testing of liquid lithium limiters in CDX-U. — *Fusion Eng. and Des.*, 2004, vol. 72 (1—3), p. 121—132; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2004.07.002.
53. **Kessel C.E., Blanchard J.P., Davis A. et al.** Overview of the fusion nuclear science facility, a credible break-in step on the path to fusion energy. — *Ibid.*, 2018, vol. 135, p. 236—270; doi: 10.1016/j.fusengdes.2017.05.081.
54. **Smolentsev S., Rhodes T., Jiang Y. et al.** Status and progress of liquid metal thermofluids modelling for the US fusion nuclear science facility. — *Fusion Sci. Technol.*, 2021, vol. 77, p. 1—16; doi: org/10.1080/15361055.2021.1906134.
55. **Kugel H.W., Bell M., Berzak L. et al.** Physics design requirements for the National Spherical Torus Experiment liquid lithium divertor. — *Fusion Eng. and Des.*, 2009, vol. 84, p. 1125—1129; doi: 10.1016/j.fusengdes.2008.11.102.
56. **Rindt P., van den Eijnden J.L., Morgan T.W., Lopes Cardozo N.J.** Conceptual design of a liquid metal divertor for the European DEMO. — *Ibid.*, 2021, vol. 173, p. 112812; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2021.112812.
57. **Scholte J.G.A., Balden M., Brida D. et al.** Performance of a liquid Sn divertor target during ASDEX upgrade L-mode and H-mode operation. — *Nuclear Materials and Energy*, 2023, vol. 37, p. 101522; doi: org/10.1016/j.nme.2023.101522.
58. **Marenkov E., Pshenov A., Kukushkin A.** Simulation of lithium flow, redeposition, and vapor shielding in liquid lithium divertor of T-15MD tokamak with SOLPS 4.3 code. — *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 2022, vol. 64, p. 115006; doi: 10.1088/1361-6587/ac91a3.
59. **Красильников А.В., Коновалов С.В., Бондарчук Э.Н. и др.** Токамак с реакторными технологиями (TRT): концепция, миссии, основные особенности и ожидаемые характеристики. — *Физика плазмы*, 2021, т. 47, с. 970—985; doi: 10.31857/S0367292121110196.

60. **Albaneseet R., WPDTT2 Team, DTT Project Proposal Contributors.** DTT: a divertor tokamak test facility for the study of the power exhaust issues in view of DEMO. — *Nucl. Fusion*, 2017, vol. 57, p. 016010; doi: 10.1088/0029-5515/57/1/016010.
61. **Ambrosino R.** Divertor Tokamak Test facility: a testbed for DEMO. — *Fusion Eng. and Des.*, 2021, vol. 167, p. 112330; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2021.112330.
62. **Chandrasekhar S.** *Hydrodynamic and Hydromagnetic Stability.* — New York: Dover, 1961. 652 p.
63. **Sun Z., Hu J.S., Zuo G.Z. et al.** Development of and experiments with liquid lithium limiters on HT-7. — *J. Nucl. Mater.*, 2013, vol. 438, p. S899—S904; doi: org/10.1016/j.jnucmat.2013.01.195.
64. **Whyte D.G., Evans T.E., Wong C.P.C. et al.** Experimental observations of lithium as a plasma-facing surface in the DIII-D tokamak divertor. — *Fusion Eng. and Des.*, 2004, vol. 72, p. 133—147; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2004.07.014.
65. **Tang Z.L., Zuo G.Z., Li C.L.** Lithium splashing from flowing liquid lithium limiter and its effect on high confinement plasma performance in EAST tokamak. — *Nuclear Materials and Energy*, 2020, vol. 25, p. 100845; doi: org/10.1016/j.nme.2020.100845.
66. **Yang J.C., Liu B.Q., Huang Y.F. et al.** Experimental investigation of the flowing lithium limiter. Part 1. The spreading characteristics of lithium on solid substrate without an external magnetic field. — *Fusion Eng. and Des.*, 2023, vol. 189, p. 113489; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2023.113489.
67. **Sergeev V.Yu., Kuteev B.V., Bykov A.S. et al.** Conceptual design of divertor and first wall for DEMO-FNS. — *Nucl. Fusion*, 2015, vol. 55, p. 123013; doi: iopscience.iop.org/0029-5515/55/12/123013).
68. **Abrams T., Jaworski M.A., Kaita R. et al.** Erosion of lithium coatings on TZM molybdenum and graphite during high-flux plasma. — *Fusion Eng. and Des.*, 2014, vol. 89, p. 2857—2863; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2014.06.005.
69. **Fiflis P., Press A., Xu W. et al.** Wetting properties of liquid lithium on select fusion relevant surfaces. — *Ibid.*, p. 2827—2832; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2014.03.060.
70. **Zuo G.Z., Ren J., Meng X.C. et al.** Investigation of wettability of Li on 316L SS surface and interfacial interactions for fusion device. — *Ibid.*, 2018, vol. 137, p. 420—426; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2018.10.023.
71. **Kapat A., Allain J.P., Bedoya F., Woller K.B.** Liquid lithium wetting and percolation in a porous tungsten/liquid Li plasma facing component (PFC). — *Ibid.*, 2022, vol. 178, p. 113087; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2022.113087.
72. **Wang J., Wang H., Xie J. et al.** Fundamental study on the wetting property of liquid lithium. — *Energy Storage Materials*, 2018, vol. 14, p. 345—350; doi: org/10.1016/j.ensm.2018.05.021.
73. **Ruzic D.N., Szott M., Sandoval C. et al.** Flowing liquid lithium plasma-facing components — physics, technology and system analysis of the LiMIT system. — *Nuclear Materials and Energy*, 2017, vol. 12, p. 1324—1329; doi: org/10.1016/j.nme.2017.06.001.
74. **Jaworski M.A., Lau C.Y., David L.** Observations of liquid lithium uptake in a porous molybdenum foam. — *J. of Nuclear Materials*, 2008, vol. 378, p. 105—109; doi: 10.1016/j.jnucmat.2008.05.005.
75. **Krat S., Selivanov R., Sorokin I. et al.** First study of lithium boron composite as plasma facing material. — *Nuclear Materials and Energy*, 2023, vol. 35, p. 101423; doi: 10.1016/j.nme.2023.101423.
76. **Lang E., Kapat A., Allain J.P.** Deciphering surface behavior and deuterium retention in tin-lithium-coated fuzzy tungsten substrates. — *Ibid.*, 2017, vol. 12, p. 1352—1357; doi: 10.1016/J.NME.2017.07.001.
77. **Lopez Pérez C., Marchhart T., Marin A. et al.** Liquid lithium wettability studies on novel zirconium-alloyed porous tungsten. — *Ibid.*, vol. 37, p. 101525; doi: org/10.1016/j.nme.2023.101525.
78. **Budaev V.P., Lyublinsky I.E., Fedorovich S.D. et al.** Impact of liquid metal surface on plasma-surface interaction in experiments with lithium and tin capillary porous systems. — *Ibid.*, 2020, vol. 25, p. 100834; doi: org/10.1016/j.nme.2020.100834.
79. **Kugel H.W., Allain J.P., Bell M.G. et al.** NSTX plasma operation with liquid lithium divertor. — *Fusion Eng. and Des.*, 2012, vol. 87, p. 1724—1731; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2011.07.010.
80. **Dejarnac R., Horacek J., Hron M.** Overview of power exhaust experiments in the COMPASS divertor with liquid metals. — *Nuclear Materials and Energy*, 2020, vol. 25, p. 100801; doi: org/10.1016/j.nme.2020.100801.
81. **Rindt P., Mata Gonzalez J., Hoogerhuis P. et al.** Using 3D-printed tungsten to optimize liquid metal divertor targets for flow and thermal stresses. — *Nucl. Fusion*, 2019, vol. 59, p. 054001; doi: 10.1088/1741-4326/ab0a76.
82. **Szott M., Ruzic D.N.** 2-D moving mesh modeling of lithium dryout in open surface liquid metal flow applications. — *Fusion Eng. and Des.*, 2020, vol. 154, p. 111512; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2020.111512.
83. **Piskarev P.Yu., Mazul I.V., Zakharov L.E.** Fabrication and thermal tests of SS/Cu bimetal plate for the use in the concept of flowing liquid lithium layer in tokamak limiters and divertors. — *Ibid.*, 2022, vol. 184, p. 113313; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2022.113313.
84. **Taylor C.N., Luitjohan K.E., Heim B. et al.** Surface chemistry analysis of lithium conditioned NSTX graphite tiles correlated to plasma performance. — *Ibid.*, 2013, vol. 88, p. 3157—3164; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2013.09.007.
85. **Meng X., Zuo G., Sun Z. et al.** Compatibility of molybdenum, tungsten, and 304 stainless steel in static liquid lithium under high vacuum. — *Plasma Phys. Rep.*, 2018, vol. 44, p. 671—677; doi: 10.1134/S1063780X18070036.
86. **Moynihan C.D., Stemmler S., Moore B.** Characterization of liquid lithium corrosion for fusion reactor materials. — *Fusion Eng. and Des.*, 2024, vol. 199, p. 114102; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2023.114102.
87. **Xu W., Curreli D., Ruzic D.N.** Computational studies of thermoelectric MHD driven liquid lithium flow in metal trenches. — *Ibid.*, 2014, vol. 89, p. 114102; doi: org/10.1016/j.fusengdes.2014.06.008.
88. **Meng X.C., Li L., Li C.L. et al.** Corrosion characteristics of Mo and TZM alloy for plasma facing components in molten lithium at 623 K. — *Corrosion Sci.*, 2022, vol. 200, p. 110202; doi: org/10.1016/j.corsci.2022.110202.



Александр Александрович Писарев, профессор, д.ф.-м.н.; Почётный работник атомной науки и промышленности РФ, Почётный работник высшего профессионального образования РФ; Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 115409 Москва, Каширское шоссе 31, Россия  
aarpisarev@mephi.ru



Алексей Викторович Вертков, главный специалист, к. техн. н.; АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала, 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия  
avertkov@yandex.ru



Михаил Юрьевич Жарков, начальник отдела, лауреат премии в области физики и технологии токамаков им. Э.А. Азизова 2017 г.; АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала, 107140 Москва, ул. М. Красносельская 2/8, Россия



Игорь Всеволодович Мазуль, г.н.с., д. техн. н., ветеран атомной энергетики и промышленности; АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, Дорога на Металлострой 3, Россия  
mazul@sintez.niiefa.spb.su



Павел Юрьевич Пискарев, начальник отделения; АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, Дорога на Металлострой 3, Россия  
piskarev@sintez.niiefa.spb.su



Григорий Михайлович Тарасюк, научный сотрудник; Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 115409 Москва, Каширское шоссе 31, Россия

Статья поступила в редакцию 25 декабря 2023 г.

После доработки 15 января 2024 г.

Принята к публикации 17 января 2024 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 15—28.

УДК 533.9.07

## КОНЦЕПЦИЯ ЗАМКНУТОГО ЛИТИЕВОГО ЦИКЛА В УСТАНОВКЕ ДЕМО-ТИН С СЕКЦИОНИРОВАННЫМ ДИВЕРТОРОМ

*В.Ю. Сергеев<sup>1</sup>, В.Г. Скоков<sup>2</sup>, Б.В. Кутеев<sup>2,3</sup>, В.М. Тимохин<sup>1</sup>*

<sup>1</sup>Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого, Санкт-Петербург, Россия

<sup>2</sup>НИИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

<sup>3</sup>Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

Организация взаимодействия плазма—стенка остаётся актуальной задачей при длительной работе токамака с интенсивной реакцией термоядерного синтеза. Предложены концепция литиевого цикла и конструкция секционированного дивертора для токамака ДЕМО-ТИН. Сделаны оценки параметров и сформулированы требования к компонентам литиевого цикла. Выбраны технические решения для скорости потока в литиевом цикле  $\cong 10$  г/с. Оценена толщина 0,1 мкм жидкого литиевого слоя на поверхности первой стенки для защиты твердотельных покрытий первой стенки. На основе простой модели показано, что при температуре стенок 200—300 °С толщина 0,1 мкм может достигаться за  $\cong 1$  мин. За 3—4 ч плёнка может достигнуть квазистационарных значений 13—15 мкм. При температуре выше 340 °С плёнка не формируется из-за роста термического испарения лития. Температура стенок 700 °С секции дивертора с литиевым бассейном выбрана такой, чтобы формирование дейтерида и тритида лития в нём не происходило. Образование дейтерида и тритида лития возможно в жидкометаллическом литиевом защитном слое стенки при температуре менее 300 °С. Для существенного снижения взрывопожарной опасности при работе с горячим жидким литием предлагается увеличить в 2—3 раза размер диверторной секции с литиевым бассейном ДЕМО-ТИН, что может позволить перейти от водяного к гелиевому теплоносителю.

**Ключевые слова:** ДЕМО-ТИН, дивертор, первая стенка, тепловые нагрузки, литиевые технологии.

## THE CLOSED LITHIUM LOOP CONCEPT FOR DEMO-TIN TOKAMAK WITH SECTIONED DIVERTOR

*V.Yu. Sergeev<sup>1</sup>, V.G. Skokov<sup>2</sup>, B.V. Kuteev<sup>2,3</sup>, V.M. Timokhin<sup>1</sup>*

<sup>1</sup>Peter the Great St.Petersburg Polytechnic University, St.Petersburg, Russia

<sup>2</sup>NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

<sup>3</sup>National Research Nuclear University «MEPHI», Moscow, Russia

The organization of plasma—wall interaction is still an urgent task for a long-term operation of a tokamak with an intense thermonuclear fusion reaction. The concept of a lithium cycle and the design of a sectioned divertor for the DEMO-FNS tokamak are proposed. The basic parameters have been estimated and the requirements for lithium cycle components have been stated. Technical solutions have been selected for the flow rate in the lithium cycle of  $\cong 10$  g/s. A liquid lithium layer thickness of 0.1  $\mu\text{m}$  on the first wall surface have been estimated to protect the solid tiles of the first wall. A simple model shows that at a wall temperature of 200—300 °C, a thickness of 0.1  $\mu\text{m}$  can be achieved in  $\cong 1$  minute. In 3—4 hours the film can reach quasi-stationary values of 13—15  $\mu\text{m}$ . At temperatures above 340 °C, the film does not appear due to increased thermal evaporation of lithium. The wall temperature of 700 °C in the divertor section with the lithium pool was chosen to prevent the formation of lithium deuteride and tritide in it. The formation of lithium deuteride and tritide is possible in the liquid lithium protective layer on the wall at temperatures below 300 °C. To reduce significantly the fire and explosion hazard of the DEMO-FNS divertor filled by hot liquid lithium, it is proposed to increase the size of the section with the lithium pool by 2—3 times, which may allow the application of helium coolant instead of water.

**Key words:** DEMO-FNS, divertor, first wall, heat loads, lithium technologies.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-29-40

### ВВЕДЕНИЕ

По мере приближения параметров термоядерных установок к реакторным задача поиска и создания условий для длительной работы токамака с интенсивной реакцией синтеза становится всё более важной. Взаимодействие плазма—стенка в токамаке-реакторе ИТЭР ILW (ITER Like Wall) реализуется с использованием покрытия обращённых к плазме компонентов (первой стенки и диверторных пластин) защитными металлическими плитками (тайлами). Основными проблемами при отводе тепловых и плазменных нагрузок в области диверторного слоя SOL являются необходимость организации частичного или полного «отрыва» диверторных пластин от потоков основной плазмы, борьба с загрязнениями поверхности тайлов примесями, включая захват радиоактивного трития, изменение характеристик кристаллической решётки конструкционных материалов под действием нейтронного флюенса, приводящее к изменению химическо-

го состава покрытий, а также снижению требуемых прочностных и теплофизических характеристик материалов тайлов. Одним из вариантов решения указанных проблем является использование жидкого лития в диверторе и в качестве покрытия тайлов первой стенки. Низкий заряд ионов Li и то, что теплофизические свойства жидкого лития слабо чувствительны к флюенсу нейтронов, обуславливает привлекательность его применения в источниках нейтронов, гибридных системах синтез—деление и термоядерных реакторах.

Различные литиевые технологии развивались для управления разрядом и оптимизации взаимодействия плазмы с компонентами первой стенки на токамаках T-10 [1, 2], T-11 [3], NSTX [4], FTU [5], DIII-D [6], TFTR [7] и др. Наиболее широкий спектр методов опробовался на установке EAST. Он включал создание покрытия стенок литием за счёт его испарения в вакуумной камере перед плазменным разрядом [8], инжекцию лития в виде потоков пыли [9] и последовательностей макрочастиц [10] во время разряда, установку разных вариантов литиевого лимитера с открытой поверхностью [11]. Цели проводимых экспериментов на разных установках включали снижение рециклинга водорода и подавление выхода примесей со стенки [1, 2, 4—8, 11], организацию циркуляции потоков лития в пристеночной и основной плазме с помощью эмиттеров и коллекторов [2, 3], подавление или смягчение последствий периферийных локальных мод ELMs (Edge Localized Modes) [9—11].

Одним из перспективных, с точки зрения авторов, направлений для реализации стационарного разряда токамака является использование концепции закрытого секционированного литиевого дивертора. Его варианты были предложены для токамака-реактора DEMO в двух различных подходах приёма потоков тепла и плазмы SOL — с испаряющей [12] и с конденсирующей [13] внутренними стенками секций. В первом варианте температура стенок секций дивертора поддерживается на высоком уровне до  $\leq 1200$  К. Создание плотных паров лития обеспечивает рассеяние энергии плазмы SOL по внутренней поверхности секций дивертора. Во втором варианте температура внутренней охлаждаемой поверхности стенок секций поддерживается близкой к температуре плавления лития  $180$  °С, а энергия плазмы SOL снимается за счёт интенсивного испарения лития в точке удара. В работе [14] была предложена комбинация обоих подходов, схематично описана конструкция и сделаны оценки параметров такого дивертора для проекта термоядерного источника нейтронов DEMO-ТИН [15].

В данной статье, развивающей концепцию секционированного литиевого дивертора [14], описан на уровне технических предложений стационарный замкнутый цикл циркуляции лития во внешнем диверторе и на первой стенке установки DEMO-ТИН.

## КОМПОНЕНТЫ ЛИТИЕВОГО ЦИКЛА В ДЕМО-ТИН

**Токамак DEMO-ТИН и его дивертор.** Основные параметры проектируемого токамака-источника нейтронов DEMO-ТИН следующие [15]: большой радиус  $R = 3,2$  м, малый радиус  $a = 1$  м, ток по плазме  $I_p = 5$  МА, тороидальное поле  $B_t = 5$  Тл, электронная плотность на магнитной оси  $n_e(0) = 10^{20}$  м<sup>-3</sup>, центральная электронная температура  $T_e(0) = 10$  кэВ, мощность дополнительного нагрева PFC + PNB1 = 36 МВт, мощность синтеза  $P_{fus} = 40$  МВт. Предполагается, что

будет реализована однонулевая магнитная конфигурация с нижним дивертором. Она не только упростит систему управления разрядом, но и позволит избежать реализации технически сложного верхнего литиевого дивертора.

На рис. 1 показан принцип работы внешнего закрытого секционированного литиевого дивертора DEMO-ТИН [14]. Энергия и частицы из области SOL поступают в дивертор вдоль сепаратрисы I и попадают в наиболее удалённую от X-точки секцию, называемую испарительной и обозначенную цифрой I. Температура выполненных из нержавеющей стали стенок здесь поддерживается на достаточно высоком уровне  $\cong 700$  °С. Согласно

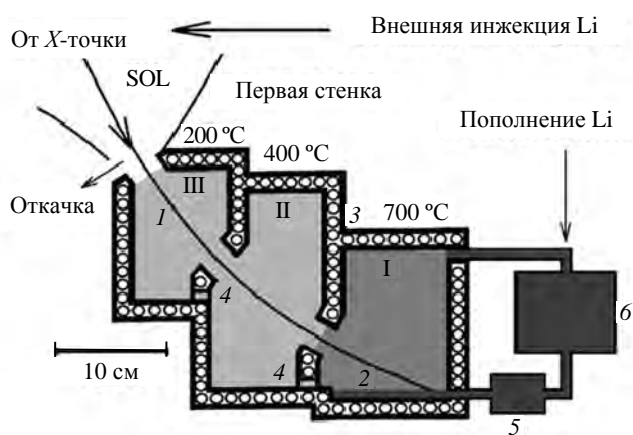


Рис. 1. Схема компонентов системы литиевого цикла в поперечной плоскости установки DEMO-ТИН

[16] экспериментально показана стойкость к литию нержавеющей стали на протяжении до 1500 ч при температуре 500—800 °С. Оценка химической стойкости материала дивертора в потоке движущегося лития требует дополнительных исследований. Предполагается, что режим температуры стенок в этой и других секциях будет поддерживаться системой охлаждения дивертора при заданном потоке тепла плазмы SOL, идущем в дивертор. Входящая в систему из SOL энергия снимается за счёт взаимодействия с парами лития, формирующимися за счёт высокой температуры стенок и испарения лития из бассейна 2.

Стенки двух других секций, обозначенных цифрами II и III, поддерживаются при более низкой температуре  $\cong 400$  °С и  $\cong 200$  °С с помощью системы охлаждения 3. В текущем концептуальном проекте детали системы охлаждения не рассмотрены, так как для этого требуется детальная инженерная прорисовка конструкции дивертора. Обоснование выбора температур внутренних поверхностей секций II и III для снижения тепловой нагрузки на них и минимизации выхода потока лития из дивертора в направлении плазмы SOL приведено в [14]. На стенках секций происходит конденсация паров лития, выходящих из испарительной камеры I, после чего жидкий металл стекает в бассейн через отверстия для стока 4. Последовательность секций таким образом выполняет роль системы дифференциальной откачки. Малая ширина щели 5 см, связывающей секционированный дивертор с основным объёмом вакуумной камеры токамака, дополнительно снижает поток лития из дивертора в SOL.

Прямое разбрызгивание лития из бассейна в области «точки удара» может представлять опасность. Вылетевшая оттуда крупная капля лития может попасть в область X-точки и вызвать срыв разряда. Во избежание этого предлагается сформировать магнитную диверторную конфигурацию так, чтобы сепаратриса была изогнута, как показано на рис. 1.

Периферийные устройства литиевого контура расположены снаружи установки. Они включают насос для перекачки жидкого лития 5, а также систему очистки лития от примесей 6. Для компенсации потерь лития в системе очистки и в системе откачки предусмотрены каналы пополнения чистым литием секции I дивертора и внешняя инжекция лития в виде макрочастиц, жидкометаллических и/или пылевых струй. Отметим, что внешняя инжекция литиевой пыли или литиевых гранул может быть полезна для подавления или смягчения опасных ELM Type I, как описано в работах [9—11]. С другой стороны, инжекция значительных потоков лития может приводить к срыву. На ряде установок была показана устойчивость разряда к значительным потокам лития в виде пыли:  $\cong 5 \cdot 10^{21}$  ат./с для EAST [8],  $\cong 2 \cdot 10^{22}$  ат./с для NSTX [17] и  $\cong 10^{22}$  ат./с для T-10 [1]. Это определяет порядок максимально возможного инжектируемого потока лития для ДЕМО-ТИН  $F_{Li\_inj\_max} = 2 \cdot 10^{22}$  ат./с. Расчёты с помощью кода B2SOLPS5.2 [18] показали, что периферийный поток литиевых атомов  $8 \cdot 10^{22}$  с<sup>-1</sup> приводит к значениям  $Z_{эф} \leq 2$  в центральной плазме. Поэтому при потоках лития  $2 \cdot 10^{22}$  с<sup>-1</sup>, обсуждаемых в данной статье, в центральной плазме значения  $Z_{эф}$  окажутся меньше 2.

**Защитный слой лития на первой стенке ДЕМО-ТИН.** Предлагаемая концепция предполагает создание на первой стенке установки защитного литиевого покрытия. В соответствии с данными рис. 8 работы [19] при температурах около 300 °С смачиваемость литием конструкционных материалов характеризуется граничными углами 70—85°, достаточными для формирования литиевой плёнки. В ней собираются изотопы водорода и примеси. В жидком состоянии слой будет постепенно под действием силы тяжести стекать в дивертор. При стекании изотопы водорода и примеси поступают из бассейна дивертора в систему очистки. Так реализуется процесс литиизации — кондиционирование стенки (wall conditioning), широко используемый на установках T-10 [2], TFTR [7], EAST [8] и др. Для оценки толщины слоя лития, защищающего тайлы от частиц из плазмы, рассмотрим глубину их проникновения в жидкий литий. С использованием кода TRIM в версии SRIM-2013.00 рассчитывались потоки атомов водорода, трития, гелия и лития, падающие по нормали к поверхности защитного литиевого слоя. По современным представлениям основным физическим процессом, определяющим потоки частиц на стенку, является перезарядка с характерными значениями энергии 100—500 эВ [20]. Расчёты велись для максимально возможной энергии налетающих частиц  $\cong 500$  эВ. Глубина проникновения частиц в жидкое литиевое покрытие составила для водорода 79 нм, для трития 86 нм, для гелия 51 нм, для лития 36 нм. Таким образом, толщины слоя лития  $\cong 100$  нм будет достаточно для защиты первой стенки. Однако эта оценка является предварительной, поскольку надёжные экспериментальные и расчётные данные об энергиях частиц, бомбардирующих поверхность первой стенки, отсутствуют.

При оценке возможности формирования защитного слоя необходимо учитывать процессы, приводящие как к осаждению лития на стенке, так и к его потере. Из-за пределов вакуумной камеры в неё поступают следующие потоки лития: от внешней инжекции литиевой пыли  $F_{Li\_inj}$ ; поток атомов лития, выходящий в SOL из щели секции III дивертора,  $F_{Li\_from\_div}$  (см. рис. 1). В работе [14] для условий ДЕМО-ТИН были выполнены оценки, показывающие, что средний (с учётом неопределённостей параметров моделирования) поток лития из дивертора в SOL  $F_{Li\_from\_div}$  составит  $2 \cdot 10^{22}$  ат./с (соответствует  $\approx 0,25$  г/с). Это значение близко к значению максимально возможного инжектируемого потока лития  $F_{Li\_inj\_max}$ .

В экспериментах по инжекции литиевой пыли в T-10 [1] показано, что в основную плазму внутри последней замкнутой магнитной поверхности проникает примерно десятая часть лития, выходящего из инжектора. Аналогично в экспериментах с литиевой пылью на NSTX, по утверждениям авторов [17], только небольшая часть лития проникала внутрь сепаратрисы, хотя численных оценок сделано не было. В работе [21] были выполнены оценки, показывающие, что литиевые пылевые частицы, падающие под действием силы тяжести со скоростью 5 м/с, в условиях ИТЭР будут испаряться в плазме SOL. Потоки инжектированной в SOL литиевой пыли будут незначительно отличаться от потоков из дивертора. Для упрощения последующих оценок мы предполагаем, что часть  $k_w = 0,9$  как инжектируемого потока  $F_{Li\_inj}$ , так и потока, выходящего из дивертора,  $F_{Li\_from\_div}$  может выходить на стенку и участвовать в формировании на ней защитного слоя лития.

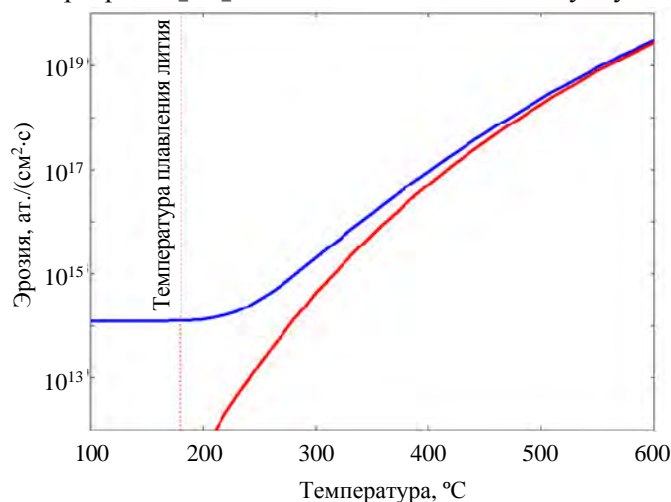


Рис. 2. Скорость эрозии лития, ожидаемая на первой стенке установки ДЕМО-ТИН [18]: — зависимость скорости испарения лития от температуры; — суммарная плотность потока эрозии лития под действием испарения и распыления дейтерием  $\approx 7,2 \cdot 10^{16}$  см<sup>-2</sup>·с<sup>-1</sup> в экваториальной плоскости

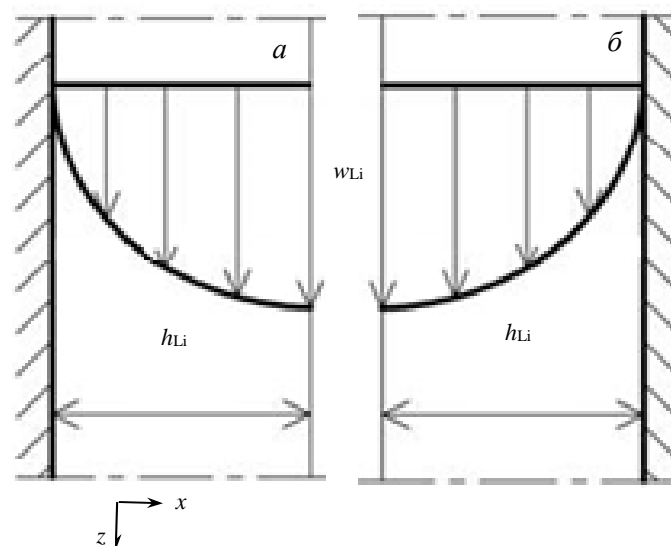


Рис. 3. Схема расчёта стекания лития по стенке (вертикальная линия со штриховкой) в районе экваториальной плоскости установки ДЕМО-ТИН со стороны сильного HFS (а) и слабого LFS (б) магнитных полей

Также предполагается, что выходящий из дивертора литий равномерно покрывает первую стенку. Данное предположение требует дальнейшей верификации с помощью двумерных кодов типа SOLPS-ITER, описывающих перераспределение лития в пристеночной плазме.

Для установления баланса роста плёнки лития на стенке необходимо учесть каналы его потерь — эрозию и стекание. Первый из них действует постоянно и описывается плотностью потока со стенки  $S_{Li\_er}$ . Эрозия может происходить как за счёт физического распыления лития налетающими частицами, так и за счёт испарения, т.е. этот поток зависит от температуры стенки. На рис. 2 синей кривой показана зависимость от температуры плотности потока эрозии лития с единицы поверхности первой стенки  $S_{Li\_er}(T_w)$  в экваториальной плоскости установки ДЕМО-ТИН со стороны слабого магнитного поля под действием потока дейтерия  $\approx 7,2 \cdot 10^{16}$  см<sup>-2</sup>·с<sup>-1</sup> с энергией  $\approx 175$  эВ на стенку согласно расчётам SOLPS5.2 [18].

По мере формирования слоя лития на поверхности стенки будет расти его масса. Сначала слой будет удерживаться на стенке за счёт сил поверхностного натяжения, затем литий начнёт стекать вниз под действием силы тяжести. Так формируется поток жидкого лития, стекающего со стенки в дивертор  $S_{Li\_fl}$ . Скорость течения жидкости под действием силы тяжести зависит как от толщины плёнки, так и от вязкости жидкости. Вопрос расчёта стекания лития по внутренней поверхности вакуумной камеры токамака является сложной задачей [11]. Ограничимся оценкой для стекания слоя жидкого лития под действием силы тяжести, подходящей для области экваториальной плоскости токамака с большой вытянутостью плазмы. На рис. 3 показаны вертикальные стенки со стороны

сильного (а) и слабого (б) магнитного поля, по которым слой жидкого лития толщиной  $h_{Li}$  движется со скоростью  $w_{Li}$  в направлении оси  $z$ , совпадающей с направлением ускорения свободного падения  $g$ . Профиль скорости течения в зависимости от  $x$ , расстояния от стенки, пробегающего значения от 0 до  $h_{Li}$  показан жирной кривой.

Профиль скорости течения жидкого лития  $w_{Li}$  под действием силы тяжести будет определяться выражением, которое получается путём интегрирования одномерного уравнения Навье—Стокса [22, с. 446—448]:

$$w_{Li}(x, h_{Li}, T_w) = \frac{gx}{v(T_w)} \left( h_{Li} - \frac{x}{2} \right), \quad (1)$$

где  $v$  — кинематическая вязкость, зависящая от температуры поверхности стенки  $T_w$ . Для областей слабого (LFS) и сильного (HFS) тороидальных магнитных полей слой лития размером  $dx$  и тороидальной длиной  $2\pi(R \pm a)$  переносит в направлении  $z$  за время  $dt$  массу лития:

$$dm_{Li\_LFS} = \rho_{Li} w_{Li}(x) dt dx 2\pi(R + a), \quad dm_{Li\_HFS} = \rho_{Li} w_{Li}(x) dt dx 2\pi(R - a),$$

где  $\rho_{Li}$  — плотность лития.

Складывая  $dm_{Li\_omp}$  и  $dm_{Li\_imp}$  и интегрируя по  $x$  от 0 до  $h_{Li}$ , можно определить полный поток атомов лития  $S_{Li\_fl}(h_{Li}, T_w)$ , уходящих в направлении  $z$ , за счёт силы тяжести:

$$S_{Li\_fl}(h_{Li}, T_w) = \frac{dM}{m_{Li} dt} = \frac{\rho_{Li} g h_{Li}^3 4R}{3m_{Li} v(T_w)}, \quad (2)$$

где  $M = \int dm = \int_0^{h_{Li}} \rho_{Li} w_{Li} dt dx 2\pi R = 4\pi R \rho_{Li} dt \int_0^{h_{Li}} w dx = 4\pi R \rho_{Li} dt \frac{g}{v} \int_0^{h_{Li}} x \left( h_{Li} - \frac{x}{2} \right) dx = 4\pi R \rho_{Li} dt \frac{g}{v} \frac{h_{Li}^3}{3}$ ,  $m_{Li}$  — масса атома лития;  $dm_{Li\_LFS} + dm_{Li\_HFS} = dm = \rho_{Li} w_{Li}(x) dt dx 2\pi R$ .

Таким образом, для простейшего нульмерного анализа роста плёнки толщиной  $h_{Li}$  на первой стенке ДЕМО-ТИН площадью  $A_w \cong 190 \text{ м}^2$  и с температурой  $T_w$  можно воспользоваться уравнением баланса процессов напыления, эрозии и стекания

$$\rho_{Li} (A_w / m_{Li}) dh_{Li} / dt = k_w (F_{Li\_inj} + F_{Li\_from\_div}) - S_{Li\_er}(T_w) A_w - S_{Li\_fl}(h_{Li}, T_w). \quad (3)$$

Возьмём для оценок  $F_{Li\_inj} = F_{Li\_from\_div} = 10^{22}$  ат./с,  $k_w = 0,9$ . При температурах 200—300 °С вязкость лития варьируется в пределах 1,1—0,9 сантистокса [19].

На рис. 4 показана динамика нарастания литиевой плёнки в ДЕМО-ТИН при различных температурах стенки, полученная из решения уравнения (3). При толщине защитного слоя  $h_{prot} = 0,1$  мкм максимальная скорость стекания лития у поверхности составит  $\cong 10^{-4}$  мм/с, так что эффектом стекания на стадии нарастания слоя можно пренебречь. При  $T_w = 200$ —300 °С нарастание происходит линейно со временем и слой толщиной  $h_{prot} = 0,1$  мкм образуется за  $t_{prot} \cong 1$  мин. Видно, что в дальнейшем при температуре 200—300 °С за 3—4 ч нарастает плёнка толщиной 13—15 мкм. После этого рост прекратится за счёт стекания лития в бассейн дивертора со скоростью 1—1,5 мм·с<sup>-1</sup>. Примеси, захваченные литием, будут уноситься в дивертор и далее в систему очистки. При заданных падающих потоках формирование слоя лития при температуре  $T_w \geq 340$  °С невозможно из-за того, что эрозия с поверхности будет превышать поток лития на стенку. Предполагается, что рабочая температура стенок  $T \cong 300$  °С будет поддерживаться системой охлаждения стенок. Прототип системы охлаждения и её испытания на стенде ЦЕФЕЙ описаны в работе [18]. Необходимо отметить, что приведённые здесь оценки потоков лития на первую стенку и роста литиевой плёнки на ней имеют предва-

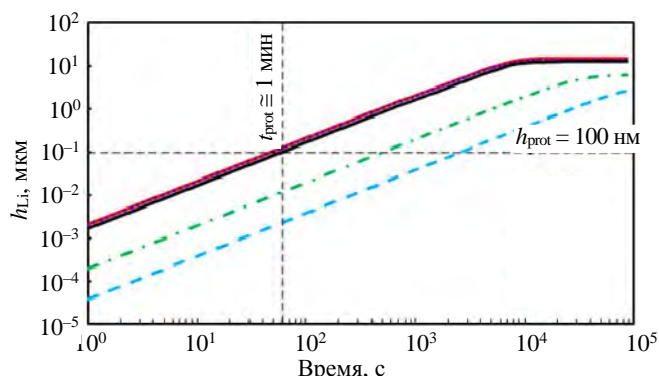


Рис. 4. Результаты расчёта динамики нарастания литиевой плёнки в ДЕМО-ТИН при различной температуре стенки  $T_w$ : — 200, — 250, — 300, — 336, — 338 °С

рительный характер. Стоит отметить, что согласно [11] из жидкометаллических литиевых покрытий могут под воздействием силы Ампера эжектироваться капли в направлении плазмы. Необходимы экспериментальные исследования, направленные на изучение динамики формирования, протекания и устойчивости таких жидкометаллических литиевых покрытий на первой стенке токамака.

**Проблемы обеспечения работоспособности литиевых устройств в токамаке.** Важной проблемой реализации технологии является захват литием трития. В системе ( $D_2$ ,  $T_2$ —LiD, LiT—жидкий Li) с достаточно высокими температурами и давлениями, реализующимися в диверторе, доля гидрида зависит от давления рабочего газа над поверхностью и температуры жидкого лития [23]. При температуре  $700\text{ }^\circ\text{C}$  в испарительной камере I (см. рис. 1) дивертора ДЕМО-ТИН давление изотопов водорода в ней можно оценить как давление на сепаратрисе в точке стагнации  $\approx 2\text{ кПа}$  [14, 18]. Это давление меньше равновесных давлений дейтерия  $\approx 3\text{ кПа}$  и трития  $\approx 3,6\text{ кПа}$ , при превышении которых начинается образование дейтерида и тритида лития [23]. Значения, полученные с использованием равновесных параметров газов, следует воспринимать как оценки сверху. С учётом очистки и обновления лития в бассейне можно ожидать снижение скорости накопления гидридов лития. Без учёта циркуляции лития аналогичные экспериментальные исследования проводились при облучении жидкого лития дейтериевыми пучками [24] или плазменными сгустками [25].

С другой стороны, для условий первой стенки с ожидаемой температурой  $200\text{--}250\text{ }^\circ\text{C}$  образование LiD зависит от падающего на жидкий литий потока дейтерия, что экспериментально обнаружено при флюенсах  $10^{21\text{--}22}\text{ D}\cdot\text{см}^{-2}$  [24]. В работе [18] из расчётов по коду B2SOLPS5.2 для ДЕМО-ТИН сообщается значение потока дейтерия на стенку  $\approx 10^{16}\text{ D}\cdot\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ . Тогда для достижения указанных значений флюенса требуется  $10^{5\text{--}6}\text{ с} \approx 1\text{--}10$  дней непрерывной работы. Таким образом, в обсуждаемой конструкции ДЕМО-ТИН образование гидридов лития на первой стенке возможно, что требует дальнейших исследований и верификации на действующем токамаке или на стендовых экспериментах. В будущих стендовых экспериментах, кроме создания циркуляции лития, необходимо увеличить продолжительность экспозиции (флюенса) облучения жидкого лития плазменными сгустками или пучками ионов дейтерия с целью выхода

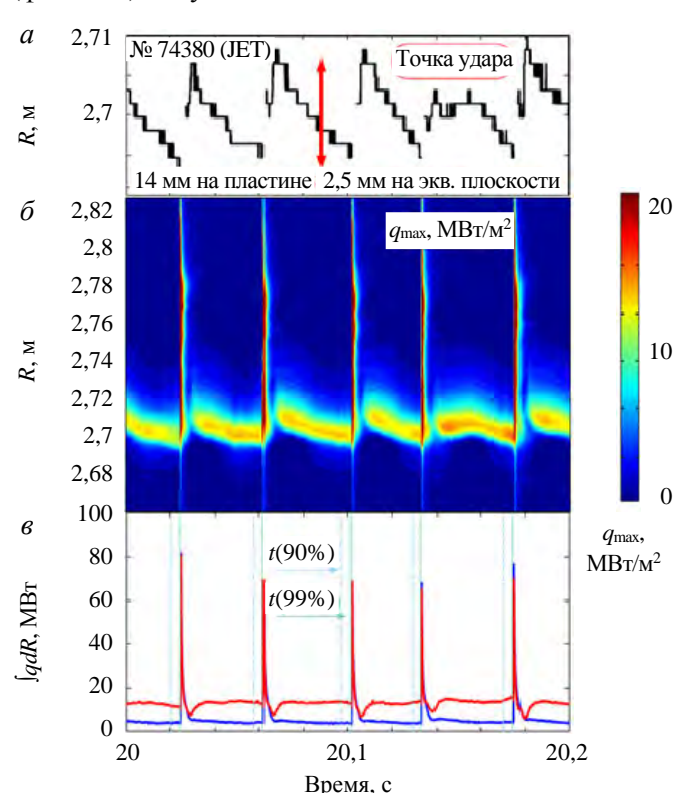


Рис. 5. Временная эволюция характеристик теплового потока SOL плазмы на внешней диверторной пластине токамака JET [26]: *a* — положение точки удара (strike line) по большому радиусу  $R$ ; *б* — распределение по большому радиусу плотности теплового потока  $q$ ; *в* — изменение плотности теплового потока  $q$  и мощности  $|q_dR|$

на стационарные режимы, ожидаемые в секции I дивертора ДЕМО-ТИН (см. рис. 1).

Необходимо обратить внимание на тот факт, что чем меньше входная щель секционированного литиевого дивертора, тем меньший поток паров лития покидает его. В работе [14], как и в данной работе, была выбрана ширина щели 5 см. Именно ширина щели 5 см даёт оценку величины потока лития из дивертора  $F_{\text{Li\_from\_div}} = 10^{22}\text{ ат./с}$ , использованную для сделанного расчёта роста защитной литиевой плёнки на первой стенке. Такой размер был выбран из следующих соображений, основанных на экспериментальных результатах установки JET [26], наиболее близкой по параметрам к ДЕМО-ТИН. На рис. 5 показаны экспериментальные распределения тепловой нагрузки на внешней пластине дивертора установки JET [26]. На рис. 5, *б* видно, что ширина экспериментального теплового следа SOL во время квазистационарного разряда составляет  $\leq 1\text{--}2\text{ см}$ . Видно также, что система управления положением шнура во время квазистационарной стадии ограничивает эффективную область смещения

точки удара SOL в пределах  $\leq 2-3$  см. Таким образом, при ширине щели 5 см в конструкции дивертора ДЕМО-ТИН, показанной на рис. 1, можно ожидать, что в рабочем режиме сепаратриса будет уверенно находиться внутри щелей с использованием системы катушек полоидального поля, управляющих магнитной конфигурацией.

Во время ELMs Type I на рис. 5 видно кратковременное уширение следа SOL до 10 см. Во избежание разрушения материала на входной секции III литиевого дивертора (см. рис. 1) необходимо защитить их с помощью выполненной из вольфрама капиллярно-пористой структуры (КПС), наполненной литием. В ряде работ, например, [5], продемонстрирована устойчивость КПС к кратковременным высоким нагрузкам за счёт интенсивного испарения лития с их поверхности и формирования в месте нагрузки облака испаренного вещества, поглощающего заметную долю падающей нагрузки. Следует также отметить, что растворимость вольфрама в литии при тех же температурах ещё ниже, чем для нержавеющей стали [16], что обеспечит устойчивость конструкции КПС.

Важным является вопрос удаления лития из вакуумной камеры при необходимости её вскрытия на атмосферу. Без специальных мероприятий такое вскрытие будет приводить к загрязнению лития разнообразными примесями, а его очистка, особенно при дистанционном обслуживании установки, весьма сложна [8, 27]. Из секционированного литиевого дивертора литий будет сливаться в контур очистки и перекачки, более подробно описанный далее. Из находящихся на стенке токамака при толщине слоя 15 мкм примерно 1,5 кг лития основная часть перед вскрытием установки стечёт в дивертор под действием силы тяжести, но для удаления остатков лития со стенки требуется разработка специальной технологии.

## ПЕРИФЕРИЙНЫЕ УСТРОЙСТВА ДЛЯ ЛИТИЕВОГО ЦИКЛА ДЕМО-ТИН

**Блок-схема периферийных устройств литиевого дивертора.** Очевидно, что потоки плазмы, идущие в дивертор, будут приносить туда не только рабочий газ, но и гелиевую золу, а также примесные газы установки и пылевые частицы компонентов первой стенки. Представляется, что литий, загрязнённый примесными газами и соединениями с ними, а также с пылевыми частицами, необходимо выводить из диверторного объёма и заменять очищенным литием.

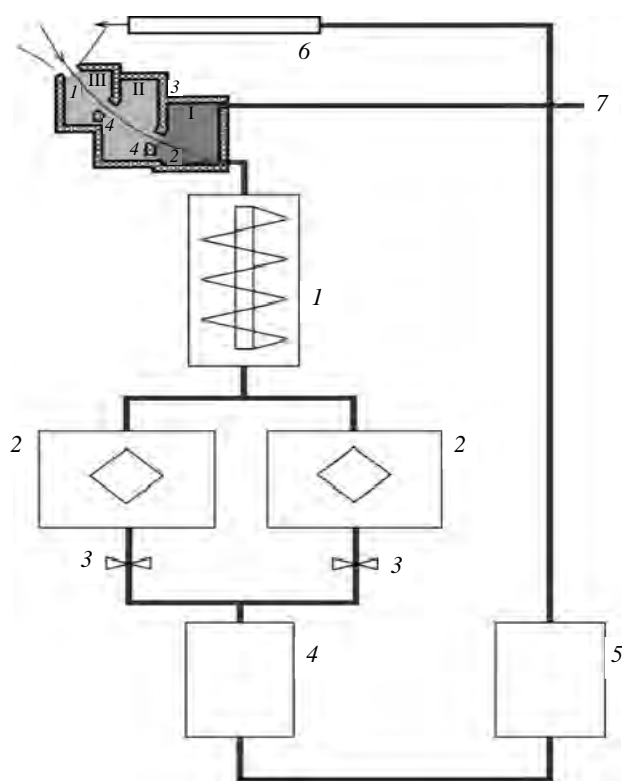


Рис. 6. Блок-схема периферийных устройств литиевого цикла ДЕМО-ТИН: 1 — шнековый насос для перекачки лития; 2 — блоки сменных фильтров (рабочий и запасной); 3 — система вентилей; 4 — потокомер; 5 — блок контроля качества очистки; 6 — система инъекции; 7 — патрубок пополнения чистым литием

Основными периферийными устройствами для литиевого цикла показаны на рис. 6. Система 2 приспособлена для дистанционного обслуживания, для чего поток жидкого металла через обслуживаемую ветвь отсекается. Пройдя через 5, литий подаётся обратно в дивертор и систему 6. Обсуждаемые далее устройства обеспечения безопасности на рисунке не показаны.

**Методики очистки и контроля лития.** Основным параметром, определяющим функционирование периферийных устройств литиевого контура, — это циркулирующий через него поток лития. В работе [28] рассматривается токамак-реактор ДЕМО с 3 ГВт тепловой мощности и скоростью циркуляции лития 1 л/с для обеспечения непрерывной подачи трития в камеру реактора. Исходя из мощности ДЕМО-ТИН до 50 МВт, можно сделать оценку сверху 10 г/с требуемого циркулирующего потока лития.

При обсуждении систем очистки лития в литературе в основном делается упор на очистку от трития [28—30] во избежание загрязнения им оборудования литиевого цикла. Разработан целый ряд методик очистки, среди которых обсуждаются дистилляция [29, 31] и геттерирование иттрием, предложенные, например, для установки IFMIF [28].

Дистилляция является энергозатратным процессом, так как требует испарения лития, проходящего через дистилляционную колонну. Пример установки приведён в разделе 5.1.1.2 монографии [31]. В процессе дистилляции пары лития покидают испарительную камеру дистиллятора, выпадают в осадок в конденсационной камере и оттуда стекают в сборник очищенного лития. Газообразные изотопы водорода при этом отводятся в топливный цикл установки. Теплота испарения лития при температуре около 750 °С, гарантирующей разложение возможного осадка гидридов лития, составляет 21,5 МДж/кг. Однако определённые в эксперименте полные энергозатраты процесса, включая теплотери, оказываются примерно в 50 раз больше. Очевидно, что дистилляция всего объёма циркулирующего лития нецелесообразна, в первую очередь, с энергетической точки зрения.

В иттриевом геттере загрязнение лития примесями, в особенности азотом, снижает скорость очистки в геттере [32]. Обязательная очистка лития от азота с помощью горячих ловушек или титановых геттеров азота, функционирующих при температуре 600—800 °С [16, 31], потребует больших мощностей.

Установка ДЕМО-ТИН проектируется безуглеродной, поэтому очистку от углерода мы не считаем необходимой. Соединения кислорода так же, как и азота, будут очищаться методом фильтрации в системе, показанной на рис. 6, что следует из данных таблицы 5.2 работы [31]. Температура стенок 700 °С секции I дивертора (см. рис. 1), где расположен литиевый бассейн, выбрана так, чтобы формирование дейтерида и тритида лития в нём не происходило. Поэтому глубокая (до содержания примесей значительно ниже 0,1%) очистка от изотопов водорода в проекте литиевого цикла ДЕМО-ТИН не предполагается.

В работе [28] для токамака-реактора ДЕМО предлагается использовать только фильтрацию твёрдых примесей и холодную ловушку для очистки от растворённых в литии газов, в основном изотопов водорода. В конструкции предусмотрены блок фильтрации и холодная ловушка отдельными компонентами. Принцип работы холодной ловушки основан на эффекте значительного снижения растворимости изотопов водорода в литии при падении температуры: с 3% вес. при 700 °С в секции I дивертора до <0,1% при 200 °С в ловушке [33]. При снижении уровня растворимости примеси в литии выпадают в осадок и остаются в ловушке. Соединения примесей с литием осаждаются на элементах конструкции холодной ловушки: сетках в классическом варианте [31] или стенках сборки из концентрически вложенных друг в друга цилиндров [28]. Последний вариант был предложен для очистки больших потоков жидкого металла (~1 л/с).

В условиях ДЕМО-ТИН такое разделение видится излишним, и систему фильтрации и холодную ловушку предлагается объединить, подавая на вход горячий литий из дивертора и поддерживая фильтр при температуре, лишь немного превышающей температуру плавления лития. Помимо снижения на порядок содержания изотопов водорода в литии, фильтрация с использованием холодных ловушек позволяет также снизить в разы содержание примеси азота в литии [31, табл. 5.2 и 5.5; 16, раздел 2.3].

Для контроля засорённости фильтра необходимо разместить после него потокомер (см. рис. 6, 4). При снижении потока через фильтр ниже значения, обеспечивающего штатную циркуляцию лития, должно производиться переключение на дублирующий фильтр, а засорённый фильтр должен изыматься и направляться на очистку и регенерацию. В связи с тем, что генерируемая в установке пыль, а также возможный твёрдый осадок тритида лития являются радиоактивными, замена и очистка фильтра должны осуществляться с использованием дистанционного обслуживания. Возможность опустошения важна для процедуры замены (см. рис. 6, фильтры 2). При плановом сливе лития при замене фильтров предполагается, что он будет выдавливаться инертным газом в предназначенные для этого ёмкости.

Для поддержания регламентируемого содержания трития в периферийных устройствах установки ДЕМО-ТИН необходима организация контроля качества очистки лития в режиме реального времени от рабочего газа (изотопов водорода) и от азота (основной атмосферный газ, который более активно, чем кислород, влияет на воздействие лития на конструкционный материал ДЕМО-ТИН [16]). Простейшим и

базовым методом диагностики наличия изотопов водорода в литии является дозиметрический. В дополнение к нему можно использовать современный электрохимический датчик водорода [34]. Для диагностики азота можно использовать методику измерения электрического сопротивления лития [31]. Если в литии превышен уровень допустимого загрязнения примесями, то он заменяется чистым, а загрязнённый сливается в систему глубокой очистки.

**Перекачка лития.** В работе [28] для перекачки жидкого лития рекомендуется механический шнековый насос, который планируется и для нашей системы (см. рис. 6, 1). Скорость перекачки не является единственным его параметром. Необходимо создание требуемого перепада давления для возможности перекачки жидкости определённой вязкости.

Создание перепада давления также является важным моментом при фильтрации лития. В качестве исходных данных были использованы результаты, представленные в разделе 5.1.2.2 монографии [31]. В ней рекомендовалось использовать фильтр, полученный прессованием стопки из 30 нержавеющей сеток саржевого плетения. При этом эффективный размер отверстий составляет 50 мкм, пористость — около 50%. Пропускная способность такого фильтра при перепаде давления 1,96 МПа и температуре 250 °С составляет около 0,12 кг/(см<sup>2</sup>·ч), на основании чего можно оценить площадь фильтра. При требуемом максимальном потоке 10 г/с необходимая площадь фильтра составит 0,03 м<sup>2</sup>, что является технически реализуемым значением. Вязкость лития  $\cong 1,1$  сСт при температуре 200 °С на основе данных [19] незначительно превышает вязкость воды. Для предотвращения значительного повышения вязкости при приближении к температуре плавления замкнутый контур лития должен быть оборудован системой датчиков и нагревателей, поддерживающей в контуре температуру лития  $\geq 200$  °С. Так как коммерчески доступные шнековые насосы создают перепад давлений в единицы МПа, то изготовление шнекового насоса для перекачки лития выглядит реалистично.

Необходимо подчеркнуть, что перепад давлений является довольно большим, что делает данный участок литиевого цикла наиболее опасным с точки зрения утечек лития. Снижение давления нецелесообразно: в литературе сведений о влиянии наличия неметаллических примесей в литии на его вязкость обнаружено не было, но известно, что металлическая примесь на десятки процентов повышает его вязкость [35].

При выборе материала деталей насоса необходимо учесть, что горячий жидкий литий обладает высокой коррозионной активностью, особенно при загрязнении его примесями [16], а также необходимость функционирования насоса в условиях сильных рассеянных магнитных полей и нейтронного облучения.

**Вопросы безопасности литиевого цикла.** Во избежание последствий нарушения герметичности компонентов литиевого цикла необходимо локализовать зону аварии, отсечь дистанционно управляемыми клапанами аварийный участок, максимально быстро и безопасно опустошить эти компоненты. Жидкий литий разлагает бетон, являющийся стандартным материалом пола в электрофизических установках. В результате литий загорается в выделяющемся при этом водном паре с высокой температурой  $\sim 1000$  °С [36]. Поэтому под всеми компонентами литиевого цикла должен быть оборудован стальной пол с бортиками, предотвращающими растекание лития по большой площади.

Все литиевые устройства должны быть обязательно оснащены датчиками утечки. «Контактные» варианты датчиков утечки представлены в [37] и являются основными кандидатами для такой диагностики. Помещения, в которых эксплуатируется жидкий литий, должны быть оборудованы специальными системами пожаротушения, обзор которых можно найти в [38].

Безопасность литиевых устройств может определяться взаимодействием лития с теплоносителем при аварии. Толщина слоя жидкого лития в бассейне 1 см выбрана исходя из толщины жидкого лития 3—5 мм в проведённых экспериментах на небольших токамаках CDX-U [39] и HT-7 [40]. Тогда объём лития в бассейне ДЕМО-ТИН секции I дивертора составит 40 л. Взаимодействие лития с водой сопровождается энерговыделением 25,6 МДж·кг<sup>-1</sup> [41]. В наихудшем случае, когда 20 кг жидкого лития взаимодействуют с водяным теплоносителем, можно оценить избыточное давление 20 кг·25,6 кДж·г<sup>-1</sup>/100 м<sup>3</sup>  $\cong 50$  атм. в вакуумной камере ДЕМО-ТИН объёмом 100 м<sup>3</sup> при аварии. Допустимое давление внутри вакуумной камеры для обеспечения её целостности заметно меньше и со-

ставляет  $\cong 2$  атм. [42]. Необходима технико-экономическая проработка стандартной системы предотвращения аварии с избыточным давлением, содержащей рвущуюся диафрагму и балластный объём  $\cong 2500$  м<sup>3</sup>. Следует отметить, что приведённые расчёты отражают оценку снизу по количеству жидкого лития в установке. Аккуратная оценка толщины слоя жидкого лития в бассейне сложна и требует учёта целого ряда физических процессов: испарение лития в районе точки удара с учётом самосогласованного экранирования достигающих её потоков тепла из плазмы SOL, влияние реактивных сил (сил отдачи) при испарении, осаждение лития из литиевого пара в секции I с бассейном, стекание (циркуляция) жидкого лития из секций II, III в секцию I. Создание такой модели выходило за рамки задач представляемой работы и требует дальнейших исследований.

В качестве альтернативы воде в качестве теплоносителя часто рассматривается углекислый газ, но энергия, выделяющаяся при взаимодействии лития с ним, превышает таковую при взаимодействии с водой [36]. Требуется анализ возможности применения в качестве теплоносителя вместо воды инертных газов, например, гелия [43]. Несмотря на низкую по сравнению с водой теплоёмкость газообразного гелия, такая система может быть работоспособной в условиях применения секционированного литиевого дивертора, в котором максимальные тепловые потоки, снимаемые литием и перераспределяемые на внутренние поверхности секций дивертора, не превышают  $1$  МВт·м<sup>-2</sup>. Отметим, что это значение  $1$  МВт·м<sup>-2</sup>, полученное в [14], может быть заметно — до порядка величины снижено путём увеличения размера секции I в 3 раза. Существующие компактные размеры в дециметровом диапазоне были выбраны из-за необходимости вписаться по габаритам в текущий проект вакуумной камеры ДЕМО-ТИН. Снижение тепловой нагрузки до значения  $0,1$  МВт·м<sup>-2</sup> может позволить переход от водяного к гелиевому теплоносителю и существенно снизить взрывопожарную опасность при работе с горячим жидким литием. Подчеркнём, что все приведённые соображения являются предварительными и для оценки безопасности проекта ДЕМО-ТИН требуется провести развёрнутое исследование по примеру выполненного для литиевого контура установки IFMIF [44].

## ВЫВОДЫ

Предложена концепция литиевого цикла для токамака ДЕМО-ТИН с секционированным дивертором. Оценены основные параметры технологических систем, сформулированы требования к компонентам и описаны соответствующие технические решения. Максимальный массовый расход лития составляет  $\cong 10$  г/с. Перекачка лития обеспечивается шнековым насосом. Компонент очистки, объединяющий систему фильтрации и холодную ловушку, позволит снизить содержание примеси азота и рабочих газов в литии от 3 до 10 раз. Для контроля содержания изотопов водорода в жидком литии выбран дозиметрический метод. Диагностика азота обеспечивается измерениями электрического сопротивления лития.

На основе расчётов глубины проникновения частиц плазмы, достигающих первую стенку с энергией 500 эВ, сделана оценка толщины  $\cong 0,1$  мкм жидкого литиевого слоя, который может защищать поверхность твердотельной первой стенки. Предложена модель для оценки роста литиевых плёнок на поверхности первой стенки ДЕМО-ТИН. При температуре стенки 200—300 °С рост плёнки происходит линейно со временем, а время формирования слоя толщиной 0,1 мкм составляет  $\cong 1$  мин. За 3—4 ч толщина плёнки может достигнуть квазистационарных значений 13—15 мкм. При температуре более 340 °С плёнка не формируется из-за роста термического испарения лития.

Поскольку в проекте выбрана температура стенок 700 °С секции дивертора с литиевым бассейном, образование дейтерида и тритида лития в нём не ожидается. Образование дейтерида и тритида лития возможно в жидкометаллическом литиевом покрытии первой стенки при температурах стенки 200—300 °С, что требует дальнейших исследований и верификации.

Размер диверторной секции I желательно увеличить в 2—3 раза с целью снижения максимальных значений плотности потока энергии на внутренние поверхности секций дивертора до  $0,3$ — $0,1$  МВт/м<sup>2</sup>. Это может позволить переход от водяного к гелиевому теплоносителю и существенно снизить взрывопожарную опасность при работе с горячим жидким литием.

Авторы благодарны П.А. Карасеву за предоставленные результаты расчётов по коду TRIM. Работы поддержаны ГК «Росатом» и Минобрнауки России в рамках Федерального проекта 3 (У3), проект № FSEG-2023-0018 «Разработка и создание систем струйной и пеллет-инжекции с повышенными производительностью и ресурсом».

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Skokov V.G., Sergeev V.Yu., Bykov A.S. et al.** Li dust injection experiments into T-10 tokamak. — *Fusion Eng. and Des.*, 2014, vol. 89, p. 2816—2821.
2. **Vershkov V.A., Sarychev D.V., Notkin G.E. et al.** Review of recent experiments on the T-10 tokamak with all metal wall. — *Nucl. Fusion*, 2017, vol. 57, p. 102017.
3. **Mirnov S.V., Belov A.M., Djigailo N.T. et al.** Experimental test of the system of vertical and longitudinal lithium limiters on T-11M tokamak as a prototype of plasma facing components of a steady-state fusion neutron source. — *Ibid.*, 2015, vol. 55, p. 123015.
4. **Ono M., Jaworski M.A., Kaita R. et al.** Recent progress in the NSTX/NSTX-U lithium programme and prospects for reactor-relevant liquid-lithium based divertor development. — *Ibid.*, 2013, vol. 53, p. 113030.
5. **Mazzitelli G., Iafrafi M., Apicella M.L. et al.** Comparison between liquid lithium and liquid tin limiters in FTU. — In: *Proc. of 44th EPS Conference on Plasma Physics*. Belfast, 2017.
6. **Osborne T.H., Jackson G.L., Yan Z. et al.** Enhanced H-mode pedestals with lithium injection in DIII-D. — *Nucl. Fusion*, 2015, vol. 55, p. 063018.
7. **Mansfield D.K., Hill K.W., Strachan J.D. et al.** Enhancement of Tokamak Fusion Test Reactor performance by lithium conditioning. — *Physics of Plasmas*, 1996, vol. 3, p. 1892.
8. **Hu J.S., Ren J., Sun Z. et al.** An overview of lithium experiments on HT-7 and EAST during 2012. — *Fusion Eng. and Des.*, 2014, vol. 89, p. 2875—2885.
9. **Maingi R., Hu J.S., Sun Z. et al.** ELM elimination with Li powder injection in EAST discharges using the tungsten upper divertor. — *Nucl. Fusion*, 2018, vol. 58, p. 024003.
10. **Hu J.S., Sun Z., Li C.Z. et al.** ELM mitigation by means of supersonic molecular beam and pellet injection on the EAST superconducting tokamak. — *J. of Nucl. Materials*, 2015, vol. 463, p. 718—722.
11. **Zuo G.Z., Hu J.S., Maingi R. et al.** Results from an improved flowing liquid lithium limiter with increased flow uniformity in high power plasmas in EAST. — *Nucl. Fusion*, 2019, vol. 59, p. 016009.
12. **Goldston R.J., Myers R., Schwartz J.** The lithium vapor box divertor. — *Phys. Scr.*, 2016, vol. 167, p. 014017.
13. **Nagayama Y.** Liquid lithium divertor system for fusion reactor. — *Fusion Eng. and Des.*, 2009, vol. 84, p. 1380.
14. **Скоков В.Г., Сергеев В.Ю., Ануфриев Е.А. и др.** Сравнение вариантов литиевого дивертора для токамака ДЕМО-ТИН. — *Журнал технической физики*, 2021, т. 91, с. 567.
15. **Shpanskiy Yu.S., the DEMO-FNS Project Team.** Progress in the design of the DEMO-FNS hybrid facility. — *Nucl. Fusion*, 2019, vol. 59, p. 076014.
16. **Михайлов В.Н., Евтихин В.А., Люблинский И.Е. и др.** Литий в термоядерной и космической энергетике XXI века. — М.: Энергоатомиздат, 1999.
17. **Mansfield D.K., Roquemore A.L., Schneider H. et al.** A simple apparatus for the injection of lithium aerosol into the scrape-off layer of fusion research devices. — *Fusion Eng. and Des.*, 2010, vol. 85, p. 890.
18. **Sergeev V.Yu., Kuteev B.V., Bykov A.S. et al.** Conceptual design of divertor and first wall for DEMO-FNS. — *Nucl. Fusion*, 2015, vol. 55, p. 123013.
19. **Люблинский И.Е., Вертков А.В., Евтихин В.А.** Физико-химические основы использования лития в жидкометаллических системах термоядерного реактора. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2007, вып. 4, с. 13—44.
20. **Verbeek H. and the ASDEX Team.** Low energy neutral particle fluxes to the walls of ASDEX during He and D<sub>2</sub> discharges. — *J. of Nucl. Mater.*, 1987, vol. 145—147, p. 523.
21. **Kuteev B.V., Sergeev V.Yu., Krylov S.V. et al.** Conceptual analysis of a tokamak reactor with lithium dust JET. — *Nucl. Fusion*, 2010, vol. 50, p. 075001.
22. **Cengel Y.A., Cimbala J.M.** *Fluid Mechanics: Fundamentals and Applications*. — NY.: McGraw-Hill, 2006.
23. **Tabares F.L., Oyarzabal E., Martin-Rojo A.B. et al.** Reactor plasma facing component designs based on liquid metal concepts supported in porous systems. — *Nucl. Fusion*, 2017, vol. 57, p. 016029
24. **Pisarev A., Moshkunov K., Vizgalov I. et al.** Deuterium trapping in liquid lithium irradiated by deuterium plasma. — *J. of Nucl. Mater.*, 2013, vol. 438, p. S1076.
25. **Baldwin M.J., Doerner R.P., Luckhardt S.C. et al.** Deuterium retention in liquid lithium. — *Nucl. Fusion*, 2002, vol. 42, p. 1318.
26. **Eich T., Sieglin B., Scarabosio A. et al.** Inter-ELM power decay length for JET and ASDEX upgrade: measurement and comparison with heuristic drift-based model. — *Physical Review Letters*, 2011, vol. 107, p. 215001.
27. **Zuo G.Z., Hu J.S., Li J.G. et al.** First results of lithium experiments on EAST and HT-7. — *J. of Nucl. Mater.*, 2011, vol. 415, p. S1062.
28. **Ono M., Majeski R., Jaworski M.A. et al.** Liquid lithium loop system to solve challenging technology issues for fusion power plant. — *Nucl. Fusion*, 2017, vol. 57, p. 116056.
29. **Christenson M., Moynihan C., Ruzic D.N.** A distillation column for hydrogen isotope removal from liquid lithium. — *Fusion Eng. and Des.*, 2018, vol. 135, p. 81.

30. **Hendricks S.J., Carella E., Moreno C. et al.** Numerical investigation of hydrogen isotope retention by an yttrium pebble-bed from flowing liquid lithium. — Nucl. Fusion, 2020, vol. 60, p. 106017.
31. **Субботин В.И., Арнольдов М.Н., Ивановский М.Н. и др.** Литий. — М.: ИздАТ, 1999.
32. **Yagi J., Suzuki A., Terai T.** Nitrogen contamination effect on yttrium gettering of hydrogen in liquid lithium. — J. of Nucl. Mater., 2011, vol. 417, p. 710.
33. **Natesan K.** Influence of nonmetallic elements on the compatibility of structural materials with liquid alkali metals. — Ibid., 1983, vol. 115, p. 251.
34. **Holstein N., Krauss W., Nitti F.S.** Detection of hydrogen as impurity in liquid lithium: an electrochemical hydrogen-sensor for IFMIF-DONES. — Fusion Eng. and Des., 2022, vol. 178, p. 113085.
35. **Gan X., Xiao S., Deng H. et al.** Clustering of Fe atoms in liquid Li and its effect on the viscosity of liquid Li. — Nucl. Fusion, 2016, vol. 56, p. 046004.
36. **Piet S.J., Jeppson D.W., Muhlestein L.D. et al.** Liquid metal chemical reaction safety in fusion facilities. — Fusion Eng. and Des., 1987, vol. 5, p. 273.
37. **Furukawa T., Kondo H., Hirakawa Y. et al.** Safety concept of the IFMIF/EVEDA lithium test loop. — Ibid., 2011, vol. 86, p. 2433.
38. **Furukawa T., Hirakawa Y., Kato S. et al.** Current status of the technology development on lithium safety handling under IFMIF/EVEDA. — Ibid., 2014, vol. 89, p. 2902.
39. **Majeski R., Jardin S., Kaita R. et al.** Recent liquid lithium limiter experiments in CDX-U. — Nucl. Fusion, 2005, vol. 45, p. 519.
40. **Hu J.S., Zuo G.Z., Li J.G. et al.** Investigation of lithium as plasma facing materials on HT-7. — Fusion Eng. and Des., 2010, vol. 85, p. 930.
41. **McCarthy K.A.** Safety Issues Related to Liquid Metals. — In: Proc. of APEX Meeting. Albuquerque, NM, July 27—31, 1998.
42. **Азизов Э.А., Ананьев С.С., Беляков В.А. и др.** Токамак ДЕМО-ТИН: концепция электромагнитной системы и вакуумной камеры. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2015, т. 38, вып. 2, с. 5—18.
43. **Garrett G., Watson J.** Comparison of water, helium, and carbon dioxide as coolants for next generation power plants using TRACE. — Annals of Nuclear Energy, 2019, vol. 126, p. 292.
44. **Pinna T., Dongiovanni D.N.** RAMI assessment for IFMIF lithium facility. — Fusion Eng. and Des., 2015, vol. 98—99, p. 2063.



Владимир Юрьевич Сергеев, заведующий лабораторией, профессор, д.ф.-м.н., лауреат премии Ленинского комсомола в области науки и техники; Санкт-петербургский политехнический университет Петра Великого, 195051 Санкт-Петербург, Политехническая ул. 29, Россия  
V.Sergeev@spbstu.ru



Вячеслав Геннадьевич Скоков, главный специалист, к.ф.-м.н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Борис Васильевич Кутеев, заместитель руководителя отделения, д.ф.-м.н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия; профессор, преподаватель; НИЯУ МИФИ, 115409 Москва, Каширское ш. 31, Россия  
Kuteev\_BV@nrcki.ru



Владимир Михайлович Тимохин, с.н.с., к.ф.-м.н.; Санкт-петербургский политехнический университет Петра Великого, 195051 Санкт-Петербург, Политехническая ул. 29, Россия  
V.Timokhin@spbstu.ru

Статья поступила в редакцию 12 января 2024 г.  
После доработки 16 января 2024 г.  
Принята к публикации 17 января 2024 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 29—40.

УДК 621.039.634

## КОМПОНЕНТЫ, ОБРАЩЁННЫЕ К ПЛАЗМЕ, В ПРОЕКТЕ ТРТ: КОНСТРУКЦИЯ, МАТЕРИАЛЫ И ТЕХНОЛОГИИ

*П.Ю. Пискарев, И.В. Мазуль, А.Н. Маханьков, М.С. Колесник, Е.В. Окунева, Н.В. Литуновский*

*АО «НИИЭФА», Санкт-Петербург, Россия*

В статье рассматриваются основные вопросы, которые решаются при проектировании обращённых к плазме компонентов в проекте ТРТ: уточнение функционала различных компонентов, их компоновка в камере и дизайн, выбор материалов в составе энергонапряжённой многослойной структуры и технологий создания такой структуры. Выбор материала облицовки в данном случае — один из ключевых вопросов, так как от его решения зависят не только инженерные характеристики компонентов, но и параметры плазмы. Конструкция и материалы теплоотводящей структуры с интенсивным охлаждением должны обеспечивать длительную и надёжную эксплуатацию компонента при пиковых значениях теплового потока в заданных условиях окружающей среды. При этом, учитывая сложность и длительность сооружения, ввода в эксплуатацию и достижения проектных параметров для любого крупного токамака масштаба ТРТ, разумным является поэтапное оснащение токамака обращёнными к плазме компонентами, в том числе имеющими разные материалы и конструкцию.

**Ключевые слова:** токамак реакторных технологий, обращённые к плазме компоненты, первая стенка, дивертор, защитная облицовка, теплоотводящая структура, вольфрам, бериллий, графит.

## PLASMA-FACING COMPONENTS IN THE TRT PROJECT: DESIGN, MATERIALS AND TECHNOLOGIES

*P.Yu. Piskarev, I.V. Mazul, A.N. Makhankov, M.S. Kolesnik, E.V. Okuneva, N.V. Litunovsky*

*JSC «NIEFA», Saint-Petersburg, Russia*

The paper discusses the main issues that are resolved when designing plasma-facing components in the TRT project — this is the clarification of the functionality of various components, their arrangement in the vacuum vessel and design, choice of materials of a high-heat flux multilayer structure and technologies for creating such a structure. The choice of shielding material is the key issue, since not only the engineering parameters of the components, but also the plasma parameters depend on the decision. The design and materials of the intensive cooling heat-sink structure must ensure long-term and reliable operation of the component at peak heat flux in specified environmental conditions. At the same time, taking into account the complexity and duration of construction, commissioning and achievement of project parameters for any large-scale tokamak such as the TRT, it is reasonable to stepwise equip the tokamak with plasma-facing components with different materials and designs.

**Key words:** tokamak of reactor technology, plasma-facing components, first wall, divertor, armour material, heat-sink structure, tungsten, beryllium, carbon.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-41-53

### ВВЕДЕНИЕ

Компоненты, обращённые к плазме (КОП), к которым относятся панели первой стенки (ППС) и дивертор, являются наиболее энергонапряжёнными компонентами в термоядерной установке с магнитным удержанием плазмы типа токамак. При проектировании КОП необходимо достичь и подтвердить расчётным и/или экспериментальным путём обеспечение необходимого ресурса эксплуатации в условиях воздействия заданных условий рабочей среды, комплекса нагрузок и различных сценарных условий. Инженерный подход заключается в необходимости обеспечения ресурса и запаса надёжности (запас прочности, запас до кризиса теплообмена и пр.) спроектированной конструкции для всех сценариев эксплуатации (малоцикловая усталость, переходные процессы, нештатные и аварийные ситуации) с учётом неопределённости исходных данных. Таким образом, нагрузки, требования и условия эксплуатации для КОП становятся главными «драйверами» при разработке конструкции:

- высокая поверхностная тепловая нагрузка с большим количеством циклов нагрева и охлаждения в стационарных и нестационарных процессах;
- термоудары при короткоимпульсных нестационарных процессах (краевые моды, срыв тока плазмы, неуправляемые смещения плазмы, убегающие электроны);
- электромагнитные нагрузки при взаимодействии тока плазмы с наведёнными токами в КОП в сценариях вертикального смещения и срыва тока плазмы;
- эрозия материала, обращённого к плазме, при стационарных и нестационарных процессах (тепловая, ионная и химическая эрозия) и поступление примесей в плазму;

- сверхвысокий вакуум внутри разрядной камеры и вода под давлением в каналах охлаждения КОП;
- интенсивный поток высокоэнергетичных нейтронов, воздействующий на материалы конструкции;
- взаимодействие с водородом;
- взаимодействие с активным теплоносителем, начиная с горячей воды под давлением, где со временем возрастает содержание примесей, заканчивая жидким металлом (литий, натрий и др.);
- необходимость замены КОП в процессе эксплуатации токамака, в том числе дистанционной замены в случае большой наведённой радиоактивности внутри разрядной камеры.



Рис. 1. Многослойная структура КОП

Для эксплуатации в указанных условиях практически невозможно выбрать единый материал для КОП, так как требования к свойствам конструкции оказываются достаточно противоречивыми. Как правило, КОП имеют многослойную композицию из разнородных материалов, где каждый слой выполняет свою определённую функцию (рис. 1).

Отдельно стоит отметить, что проходящая в проекте ИТЭР дискуссия [1] о смене материала облицовки первой стенки (замена Ве на W) с участием международной команды специалистов в оче-

редней раз подчёркивает особую важность выбора материалов для КОП. Далее в статье будут представлены и обоснованы предложения о выборе материалов многослойной структуры КОП для проекта ТРТ.

## ОСОБЕННОСТИ ТРТ

В проекте токамака реакторных технологий (ТРТ) имеется ряд особенностей, оказывающих непосредственное влияние на требования к проектированию КОП. Во-первых, ТРТ почти в 3 раза меньше ИТЭР по размеру, при этом имеет более высокую среднюю тепловую нагрузку на КОП ( $0,2 \text{ МВт/м}^2$  в ТРТ по сравнению с  $0,1 \text{ МВт/м}^2$  в ИТЭР) за счёт планируемой мощности систем дополнительного нагрева до 40 МВт. Величина плотности поглощённой мощности в переходных процессах на диверторной мишени может достигать  $25 \text{ МВт/м}^2$  [2], что также превышает значение для ИТЭР ( $20 \text{ МВт/м}^2$ ). Основные характеристики ТРТ в сравнении с характеристиками других модернизируемых, строящихся и проектируемых в настоящее время токамаков (ИТЭР, DTT, JT-60SA и др.) приведены в статье [3]. Относительная по сравнению с ИТЭР компактность установки ТРТ существенно ограничивает возможности заимствования компоновочных конструктивных решений в части КОП. Например, величина зазора между внутренней стенкой центрального столба вакуумной камеры и сепаратрисой плазмы в установке ТРТ составляет около 150 мм вместо  $\sim 500$  мм в ИТЭР. С учётом заданных габаритов плазмы и вакуумной камеры, а также необходимости сохранения зазора между первой стенкой и сепаратрисой не менее 50 мм для обеспечения возможности управления положением плазмы, свободного пространства на размещение всех внутрикамерных компонентов (ППС, элементов крепления ППС на вакуумную камеру, коллекторов и магистральных трубопроводов подвода воды к ППС, элементов диагностики) остаётся около 100 мм в радиальном направлении. Аналогичная ситуация наблюдается в области диверторного устройства.

Во-вторых, длительность режима поддержания тока плазмы в ТРТ составляет 100 с, при этом планируется использование технологий «увлечения тока» плазмы, что позволит достичь ещё более длительного импульса. С точки зрения теплового состояния КОП такая длительность импульса означает полноценный стационарный режим, требующий стабильного интенсивного охлаждения.

В-третьих, одной из ключевых заявленных особенностей ТРТ является «литиевая первая стенка» [4]. Различные литиевые устройства (инжекторы литиевой пыли, лимитеры на основе заполненной литием капиллярно-пористой системы (КПС) или свободно текущего слоя жидкого лития и др.) уже применялись на токамаках в разных странах, однако полноценная технология «литиевой первой стенки» ещё не реализована нигде. В проекте ТРТ подразумевается частичное и поэтапное внедрение литиевых устройств на разных фазах экспериментальной программы [5]. При этом все компоненты внутри разрядной камеры токамака сразу проектируются допускающими взаимодействие с жидким и/или парообразным литием.

В-четвёртых, в ТРТ не предполагается использовать D—T-реакцию в большей части экспериментальной кампании. Это уменьшает требования к радиационной стойкости материалов и их соединений в КОП, что позволяет использовать освоенные и экспериментально верифицированные решения проекта ИТЭР. При этом отказ от использования новых более радиационно стойких и низкоактивируемых материалов обусловлен не нежеланием их применять, а их неосвоенностью в промышленности. Использование освоенных решений позволит в более короткий период осуществить строительство и начало экспериментов на токамаке, при этом обеспечив возможность дооснащения установки инновационными КОП на разных фазах экспериментальной программы.

## ВЫБОР МАТЕРИАЛА ЗАЩИТНОЙ ОБЛИЦОВКИ

Защитная облицовка КОП — это первая материальная граница, которая воспринимает потоки энергии из плазмы и выполняет две основные функции:

- защита самих КОП от разрушения под действием теплового потока, включая термоудары;
- уменьшение объёма поступления вредных примесей в плазму со стенки.

Требования к материалу защитной облицовки с точки зрения первой функции можно сформулировать следующим образом: высокая теплопроводность, высокая термopрочность, высокая температура плавления и широкий интервал температуры эксплуатации, эрозионная стойкость. С точки зрения второй функции: также высокая эрозионная стойкость, низкий атомный номер  $Z$ , предсказуемое накопление и реэмиссия (в том числе стимулированная в случае необходимости) в материале изотопов водорода. При этом ни один известный материал не может выстоять без повреждений при воздействии длительных стационарных и редких нестационарных короткоимпульсных нагрузок (рис. 2). Поэтому защитная облицовка является жертвенным материалом, требующим периодического обновления.

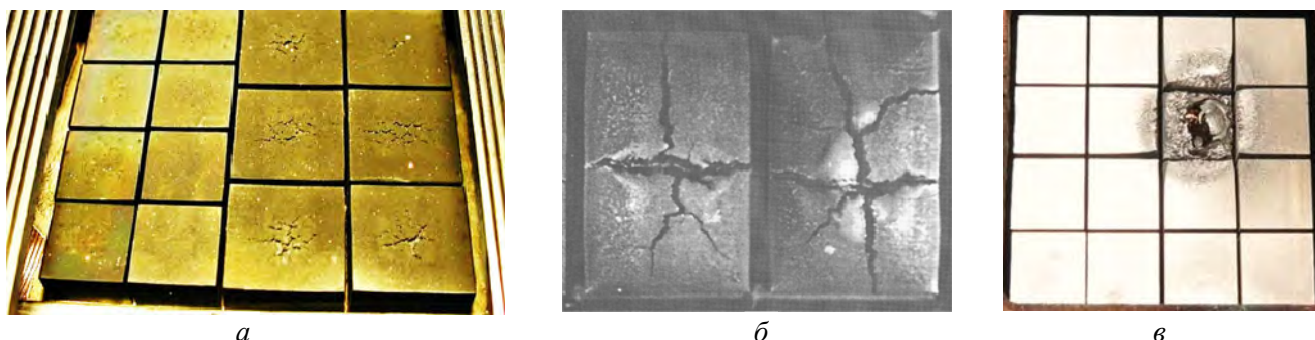


Рис. 2. Повреждения защитной облицовки: *а* — усталостные трещины на поверхности; *б* — «самофрагментация»; *в* — оплавление поверхности

С точки зрения обеспечения указанных функций и возможности обновления материала существуют два подхода к реализации защитной облицовки КОП:

- твёрдотельная массивная облицовка, выполняющая обе функции, толщины которой достаточно для обеспечения экономически целесообразного ресурса до замены;
- сочетание материала массивной облицовки, выполняющей функцию защиты КОП, и плёнки возобновляемого материала, совместимого с плазмой.

Как было отмечено, одна из ключевых особенностей ТРТ — это «литиевая первая стенка». Использование жидкого литья в перспективе может обеспечить возобновляемое покрытие из материала, совместимого с плазмой и способного частично выполнить функцию защиты КОП, решить проблему высоко-го рециклинга водорода [6] и накопления трития [7]. Жидкометаллические литиевые технологии будут активно испытываться в ходе экспериментальных кампаний в ТРТ, где будут установлены различные экспериментальные модули КОП. Вместе с этим основная часть КОП будет иметь твердотельную облицовку. Более масштабное использование литья не предполагается, так как это по соображениям безопасности (взрыв при контакте существенных количеств литья и воды) потребовало бы отказаться от водяного охлаждения всех внутрикамерных компонентов токамака, что при планируемом теплосъёме 40 МВт мощности из плазмы в данном проекте не оправдано.

Основные материалы твердотельной защитной облицовки, которые применяются в токамаках по всему миру и рассматриваются в перспективе: графит, вольфрам, молибден и бериллий. В табл. 1 пред-

ставлено сравнение перечисленных материалов с инженерной точки зрения, где зелёным цветом выделены преимущества, а красным — недостатки. При этом только графит и бериллий являются материалами с низким  $Z$ , которые позволяют реализовать подход твердотельной массивной облицовки. Графит в своё время был «отвергнут» международной термоядерной общественностью в проекте ИТЭР по причине высокой скорости эрозии и большому объёму накопления трития в соосаждённых трудноудаляемых плёнках [8]. Отказ от использования бериллия в проекте ИТЭР обсуждается сейчас по причине его низкой температуры плавления и необходимых мер безопасности при эксплуатации. В случае использования для облицовки первой стенки материала с высоким  $Z$ , вероятно, не обойтись без применения возобновляемых покрытий из материалов с низким  $Z$  [9]. Для таких покрытий рассматриваются технологии in-situ нанесения бора, карбида бора ( $B_4C$ ), лития и бериллия. Среди материалов с высоким  $Z$  ( $W$  и  $Mo$ ) предпочтение отдаётся вольфраму по причине более высоких эксплуатационных характеристик, меньшей остаточной наведённой активности и меньшего накопления водорода.

Т а б л и ц а 1. Сравнение материалов твердотельной облицовки КОП

Параметр	Рассматриваемые материалы			
	C	W	Mo	Be
Атомный номер $Z$	6	74	42	4
Теплопроводность, Вт·м/К (300 К)	>200 (зависит от марки)	170	135	200
Температура плавления/сублимации, К	3850—4100	3695	2896	1560
Ограничение по максимальной температуре, К	—	~1400 (рекристаллизация)	~1200 (рекристаллизация)	~1070 (взаимодействие с парами воды)
КЛТР, $\times 10^{-6}$ 1/К (300 К)	6	4,4	5,1	11,5
Плотность, г/см <sup>3</sup>	1,55—2,0 (зависит от марки)	19,3	10,3	1,85
Влияние нейтронного потока	Распухание	Охрупчивание	Охрупчивание; высокая наведённая активность	Распухание
Влияние водородной плазмы	Химическая эрозия, адсорбция водорода	Блистеринг	Блистеринг, скор. диффузии выше, чем в W	Блистеринг
Прочие особенности	Соосаждённые трудноудаляемые плёнки	Трудно-обрабатываемый материал	—	Пыль и аэрозоли Be токсичны

Малая величина коэффициента линейного температурного расширения (КЛТР) материала облицовки плохо сочетается с КЛТР материала теплоотводящей подложки, что приводит к росту уровня температурных напряжений в зоне их соединения, снижает ресурс КОП. Для решения данной проблемы используют промежуточный слой, позволяющий «демпфировать» напряжения в зоне соединения. Например, для вольфрамовой облицовки используют слой чистой бескислородной меди толщиной 1—2 мм.

Кроме того, поверхностная циклическая тепловая нагрузка и возникающие температурные напряжения приводят к усталостному разрушению любого из рассматриваемых материалов. Поверхность материала покрывается сеткой трещин, происходит «самофрагментация» — разделение массивного куска материала на отдельные фрагменты, соединённые с подложкой (см. рис. 2). Для увеличения усталостной прочности материала облицовки его делят на отдельные плитки, оптимальный размер которых зависит от материала и способа его изготовления, значения тепловой нагрузки, количества циклов нагружения и других факторов.

Большая объёмная плотность материала облицовки непосредственно сказывается на массе КОП, что имеет значение для ППС, так как усложняет манипуляции с компонентами, процесс их монтажа и крепления на вакуумную камеру.

Принимая во внимание особенности ТРТ, условия его проектирования и сооружения в России, можно дополнительно выделить следующие неочевидные критерии для выбора материала облицовки, не представленные в табл. 1:

— наличие отработанных технологий производства материалов и соединения материалов с подложкой. В России отработаны и поставлены «на поток» технологии производства плиток для вольфрамовой и бериллиевой облицовки КОП ИТЭР, технологии пайки бериллиевой и вольфрамовой облицовки. При этом работы с графитом для применения в интенсивно охлаждаемых КОП давно «заброшены», работы с молибденом не развиты;

— стоимость плиток для облицовки. Стоимость плиток вольфрамовой и бериллиевой облицовки, изготавливаемой для ИТЭР в России, хорошо известна. Так, биметаллическая W/Cu-плитка в 2,5—3 раза дороже плитки Be аналогичного типоразмера. Стоимость плиток из графита или молибдена будет сильно зависеть от выбранной марки материала и пока не оценивалась. Также стоит иметь в виду, что для

проекта ИТЭР в России уже изготовлена 1/3 общего количества бериллиевых плиток, которые можно было бы доработать и использовать для ТРТ в случае утверждения решения ИТЭР о смене материала облицовки ППС и получения соответствующих решений;

— взаимодействие с литием. Вольфрам обладает наиболее высокой коррозионной стойкостью к литию в широком диапазоне температуры, молибден является следующим по стойкости материалом из рассматриваемой выборки [10]. Бериллий с литием ограниченно смешиваются в жидком состоянии при температуре более 1000 °С, оксид бериллия стойкий к литию при температуре до 800 °С [11], что выше ожидаемой температуры облицовки в ТРТ. Графит активно взаимодействует с литием при температуре более 400 °С с образованием карбида лития (хрупкий, взрывоопасен при взаимодействии с парами воды) [12].

Учитывая все представленные аргументы, для проекта ТРТ рассматриваются два варианта выбора материала облицовки КОП с интенсивным охлаждением:

— W в диверторе, Be на первой стенке. Оригинальный (2016 г.) ИТЭР-подобный выбор материалов, минимальный с точки зрения затрат на сооружение. Не требует проработки и создания систем боронизации первой стенки. В случае отказа от бериллия в ИТЭР ТРТ станет единственным в мире энергонапряжённым токамаком с длительным разрядом, где реализован подход твердотельной облицовки с низким Z. Внедрение литиевых устройств не потребует замены;

— W в диверторе и на первой стенке. Новый (обсуждаемый) ИТЭР-подобный выбор материалов. Более дорогостоящий вариант, требующий создания системы боронизации (или другой) на начальной стадии эксплуатации токамака. Внедрение литиевых устройств также не потребует замены. Данный вариант обеспечивает большой запас надёжности при нештатных сценариях.

Как уже отмечено, в России отработаны технологии и вольфрамовой, и бериллиевой облицовки. Переход между данными материалами с точки зрения технологий изготовления КОП может быть осуществлён достаточно безболезненно.

В случае выбора первого варианта (Be на ППС) необходимо обязательно подробно проанализировать следующие аргументы в дискуссии о замене материала облицовки в проекте ИТЭР.

**Безопасная работа с бериллием в токамаке.** Работа с высоковакуумной установкой в любом случае требует соблюдения правил вакуумной гигиены и использования защитной одежды, перчаток и пр. Кроме того, при эксплуатации энергонапряжённого токамака с длительным разрядом в любом случае образуется мелкодисперсная пыль, что потребует применения средств индивидуальной защиты при нахождении внутри камеры. Обеспечение безопасной работы с бериллием не требует дополнительных сверхусилий. В России имеются действующие промышленные предприятия, занимающиеся металлургической переработкой и механической обработкой бериллия, где налажена безопасная работа. Данный опыт можно и нужно использовать в случае выбора бериллия для облицовки КОП.

**Надёжность ППС с бериллиевой облицовкой при двух последовательных событиях.** По итогам последнего анализа для бериллиевой первой стенки ИТЭР после двух последовательных событий (срыв тока плазмы и вертикальное смещение плазмы) может произойти сначала оплавление поверхности бериллиевых плиток с образованием «мостов» между плитками соседних элементов КОП и затем протекание наведённых токов по большей площади поверхности с соответствующим увеличением нагрузок. В конструкции ППС ИТЭР узлы подвода воды к элементам КОП оказываются в месте больших перемещений и разрушаются, что приводит к серьёзной аварии. В данном случае замена материала облицовки на вольфрам позволяет уменьшить площадь оплавления и снизить нагрузки. Однако необходимо отметить, что расположение элементов подвода воды в месте больших перемещений допустимо только в том случае, если они обладают достаточной податливостью, чтобы упруго деформироваться без разрушения. Расположение таких узлов в ППС ИТЭР некорректно с инженерной точки зрения. Конструкция ППС ТРТ сильно отличается от ППС ИТЭР [13], так же как отличаются и параметры ТРТ и ИТЭР [3], поэтому аналогичный анализ при двух последовательных событиях необходимо провести и для ТРТ. Одним из возможных путей увеличения надёжности может стать выбор интерметаллидов бериллия [14] вместо чистого бериллия. В данном случае мы получаем негативные эффекты в виде увеличения Z материала стенки и снижения теплопроводности, но вместе с этим увеличение температуры плавления и уменьшение распухания под облучением (с учётом перспектив ДЕМО).

## МНОГОСЛОЙНАЯ ТЕПЛОТВОДЯЩАЯ СТРУКТУРА

Электромагнитные (ЭМ) нагрузки и термоциклика являются главными факторами, ограничивающими ресурс работы многослойной теплоотводящей структуры КОП. Для снижения ЭМ-нагрузок теплоотводящая структура КОП состоит из отдельных обращённых к плазме элементов (ОПЭ), разделён-

ных вакуумным зазором не менее 1 мм (рис. 3). Это позволяет уменьшить площадь поверхности протекания наведённых токов и уменьшить значения ЭМ-нагрузок [13]. Как упоминалось, оплавление материала облицовки с замыканием зазоров между ОПЭ приводит к росту ЭМ-нагрузок.

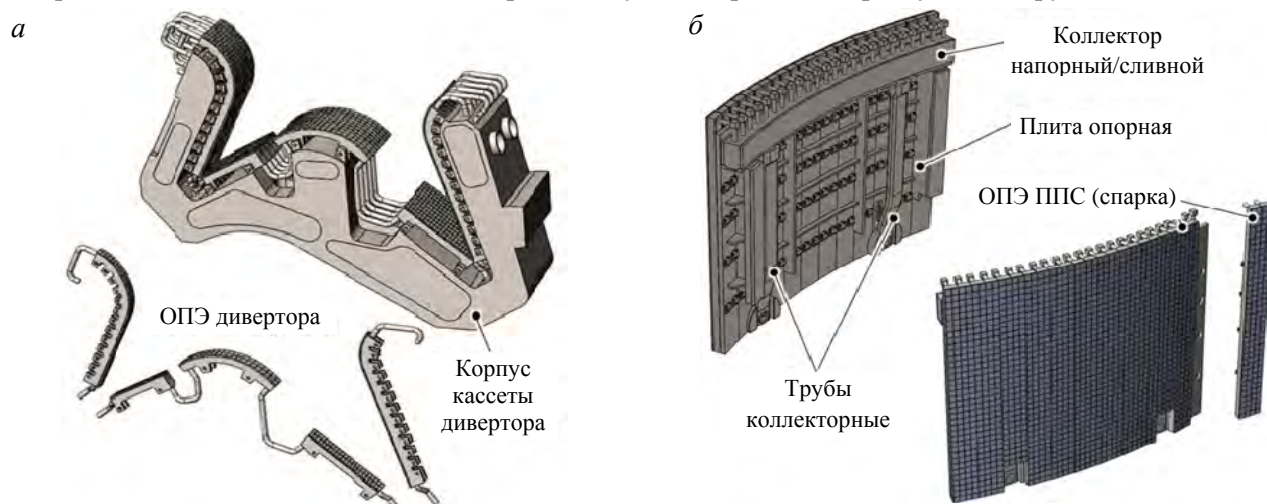


Рис. 3. КОП ТРТ: а — дивертор кассетного типа; б — ППС

Для снижения температурных напряжений в многослойной конструкции ОПЭ необходимо, во-первых, стремиться к использованию материалов с близкими значениями КЛТР, во-вторых, использовать материалы с высоким значением теплопроводности для уменьшения градиента температуры, в-третьих, повышать интенсивность теплообмена, уменьшая значения температуры в конструкции. Для мишеней дивертора, где непосредственно происходит облучение потоком плазмы, для снижения значения поглощённого теплового потока все мишени располагаются под острым углом к направлению движения плазменного пучка. Кроме того, все мишени повернуты относительно своей средней плоскости таким образом, чтобы прикрыть боковые поверхности облицовки соседних мишеней (рис. 4).

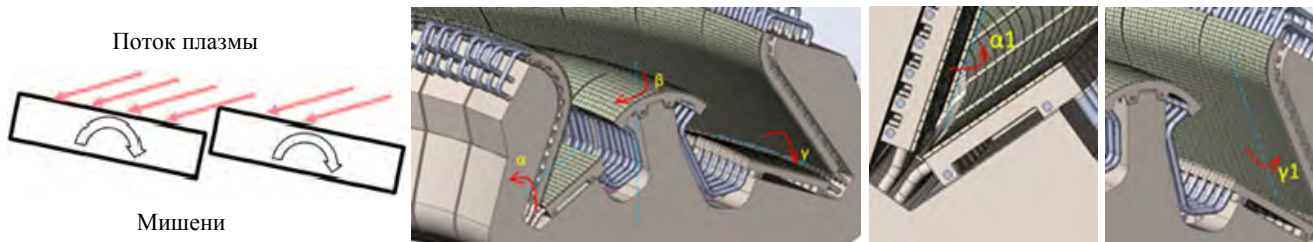


Рис. 4. Наклон мишеней дивертора ТРТ

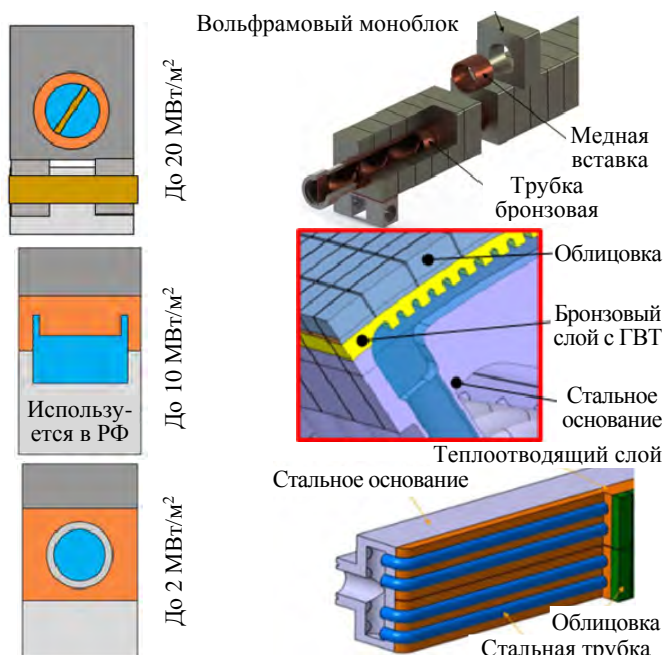


Рис. 5. Конструкция теплоотводящих структур ОПЭ в ИТЭР

В проекте ИТЭР разработаны конструктивные исполнения теплоотводящей структуры ОПЭ для разных значений тепловой нагрузки (рис. 5). Для наиболее нагруженной области вертикальных мишеней дивертора ИТЭР (до 20 МВт/м<sup>2</sup>) используется конструкция в виде вольфрамовых моноблоков, насаженных на бронзовую трубку, по которой течёт вода [15]. Для интенсификации теплообмена внутрь трубки устанавливается скрученная лента. Для средних значений тепловой нагрузки (до 10 МВт/м<sup>2</sup>) используется конструкция с плоскими плитками, присоединёнными на поверхность ОПЭ корпусного типа. Для интенсификации теплообмена используется канал типа гипервапотрон [16]. Именно данного типа ОПЭ изготавливаются в России для проекта ИТЭР. Для наименее нагруженных КОП (до 2 МВт/м<sup>2</sup>) используется конструкция ОПЭ с плоскими плитками, но со стальным трубчатым каналом охлаждения.

Для проекта ТРТ, где тепловые нагрузки достигают 25 МВт/м<sup>2</sup> в диверторе и 4 МВт/м<sup>2</sup> на ППС, принято решение отказаться от моноблочной конструкции ОПЭ, а также канала охлаждения типа гипервапотрон как дорогих и трудоёмких решений. Для ОПЭ ТРТ используется конструкция с плоскими плитками и корпусом ОПЭ прямоугольного сечения и круглым каналом охлаждения. В наиболее нагруженных ОПЭ вертикальных мишеней дивертора используется интенсификатор теплообмена — скрученная лента [17]. Учитывая высокий уровень предполагаемой тепловой нагрузки в диверторе, обойтись в конструкции без использования медных сплавов не удастся. Для ОПЭ первой стенки использование медных сплавов также позволяет обеспечить длительный ресурс эксплуатации при умеренно высоких тепловых нагрузках. В свою очередь, для защиты открытых медных поверхностей от взаимодействия с жидким и/или парообразным литием планируется их плакировать слоем более коррозионно-стойкой нержавеющей стали [10]. А на тех участках конструкции, где такой способ защиты трудно реализуем, планируется использовать одно-/многослойные коррозионно-стойкие покрытия. В ОПЭ первой стенки для повышения надёжности и снижения риска аварии в результате прорыва канала охлаждения с последующим взаимодействием паров воды с литием или горячим бериллием используется канал охлаждения, выполненный из стальной трубы. Учитывая всё сказанное, разработана конструкция ОПЭ дивертора и первой стенки ТРТ (рис. 6). Для изготовления облицовки и теплоотводящей структуры планируется использовать материалы отечественного производства (табл. 2). Для облицовки первой стенки на рис. 6 указан Ве, при выборе W будет использована аналогичная W/Cu-плитка, как показано для ОПЭ дивертора.

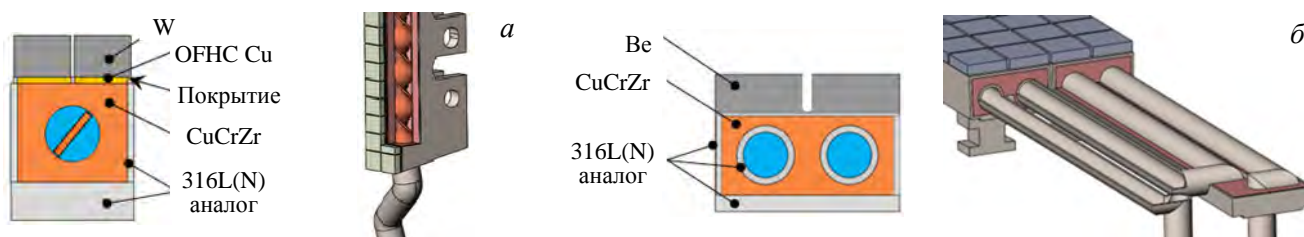


Рис. 6. Многослойная структура ОПЭ ТРТ: а — дивертора; б — первой стенки

Т а б л и ц а 2. Химический состав материалов ОПЭ

Элемент	Марка /сплав	Базовые элементы сплава и примеси (вес. %)															
		Ве	ВеО	Al	С	Fe	Mg	Si	U	Другие элемент-ты							
Облицовка	ТГП-56ПС	Основной	< 1,0	<0,06	<0,10	<0,08	<0,06	<0,06	<0,003	<0,04							
		W	Fe	Al	Ni	Si	C	O	N								
	Основной (99,95)	<0,08	<0,05	<0,05	<0,05	<0,05	<0,05	<0,1	<0,1								
Промежуточный слой	М06	Cu		O		Fe		Ni		Ag		S					
		Основной (99,99)	<0,0005		<0,001		<0,001		<0,0025		<0,0015						
Тепло-отводящий слой	БрХЦр	Cu		Cr		Zr		O		Другие элементы		Всего др. эл-ов					
		Основной	0,6—0,9		0,07—0,15		Максимально низкое		Co < 0,05		<0,1						
Основание	316L(N) (российский аналог)	Fe	C	Mn	Si	P	S	Cr	Ni	Mo	N	Cu	B	Co	Nb	Ta	Ti
		Основной	0,030	1,6—2,00	0,50	0,025	0,010	17,0—18,0	12,0—12,5	2,30—2,70	0,06—0,08	0,30	0,002	0,050	0,010	0,010	0,10

Параметры системы охлаждения для ОПЭ ТРТ, включая сечение канала, толщины разных элементов конструкции и параметры теплоносителя подобраны на основании теплогидравлического расчёта, где главные критерии для оптимизации следующие:

- коэффициент запаса до кризиса теплообмена 1-го рода при пиковых нагрузках не менее 1,4;
- максимальная температура поверхности W при стационарных пиковых нагрузках не более 1100 °С (ниже температуры рекристаллизации);
- максимальная температура поверхности Ве при стационарных пиковых нагрузках не более 680 °С средняя и не более 800 °С на локальных участках (с точки зрения безопасности при попадании паров воды).

Для ОПЭ ТРТ выбраны следующие параметры теплоносителя: входная температура не более 50 °С; давление на входе 4 МПа для дивертора и 3 МПа для первой стенки; скорость в канале охлаждения 9—11,4 м/с для разных мишеней дивертора и ~4,5 м/с для первой стенки. Толщина облицовки в настоящее

время составляет 4 мм (W и Be) и будет оптимизироваться в дальнейшем при необходимости. На рис. 7 и 8 показаны результаты расчёта температурного состояния в поперечном сечении ОПЭ для пиковых стационарных и нестационарных нагрузок. При переходном процессе в диверторе ( $25 \text{ МВт/м}^2$ , 10 с) максимальная температура всех материалов многослойной конструкции превышает рекомендуемые значения, поэтому допустимы только редкие переходные процессы (не более 300 циклов).

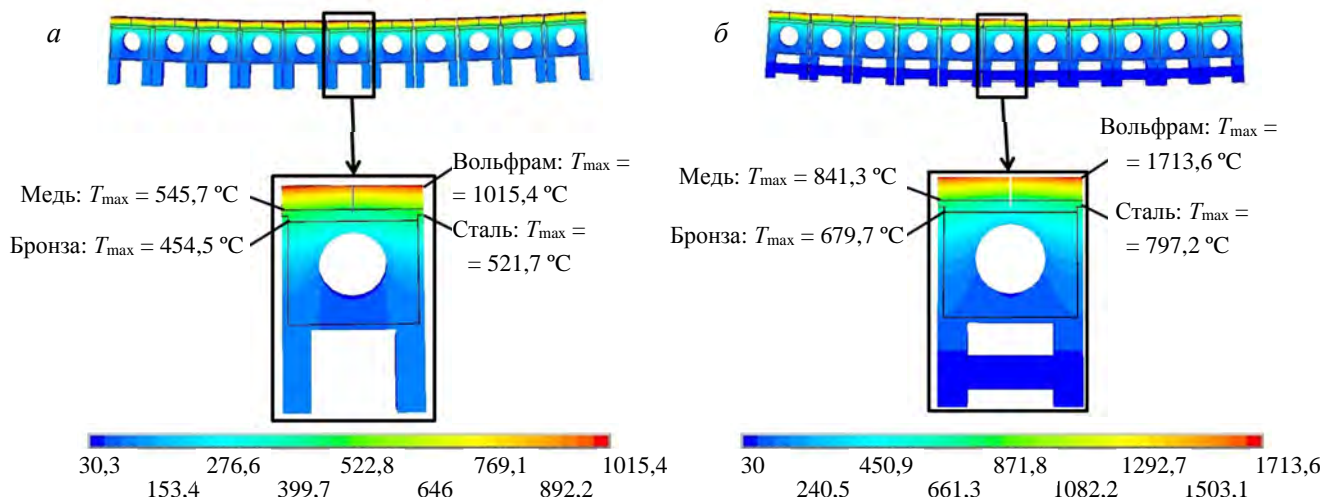


Рис. 7. Температурное состояние ОПЭ наружной вертикальной мишени дивертора при пиковых нагрузках: *a* — стационарной; *б* — нестационарной

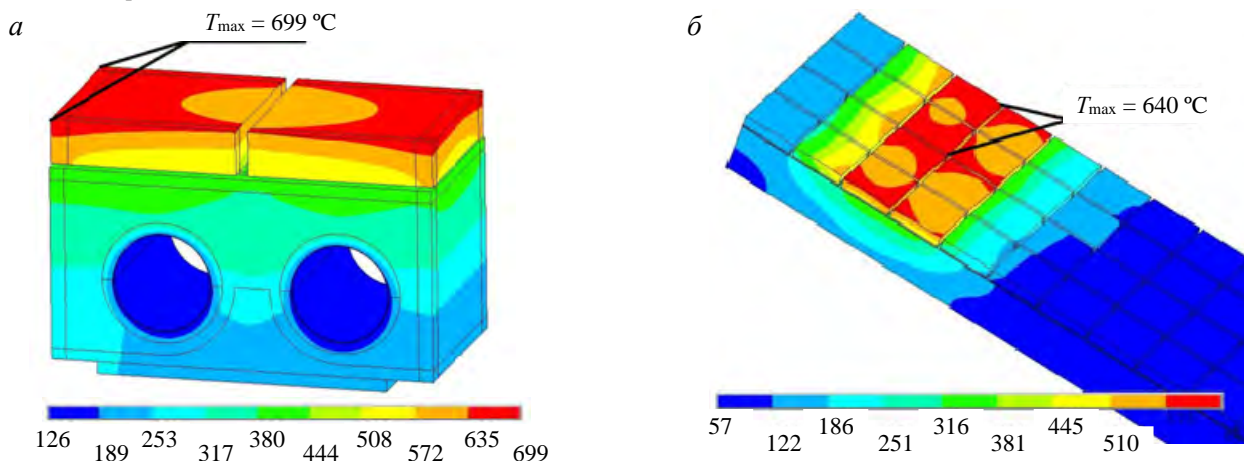


Рис. 8. Температурное состояние ОПЭ ППС при пиковой стационарной нагрузке: *a* — в сечении ОПЭ; *б* — на поверхности

Разработанные теплоотводящие конструкции должны обеспечивать необходимую усталостную прочность при термоциклических нагрузках. Вследствие сложности получения достоверного результата только методом численного моделирования для разработки теплоотводящих конструкций также используется экспериментальный метод (*design by experiment*). Он заключается в отработке конструкторско-технологических решений на малых макетах, отражающих реальную конструкцию. В процессе изготовления и испытаний макетов определяются в том числе размеры плиток облицовки, допустимый размер несплошностей в паяном соединении, тестируются конкретные параметры теплоотводящей структуры и различные варианты технологии изготовления. Изготовление и испытания макетов — следующий важный и необходимый шаг при разработке КОП ТРТ.

Для создания многослойной конструкции выбраны проверенные в проекте ИТЭР технологии соединения материалов. Плитки защитной облицовки присоединяются на поверхность теплоотводящего слоя основания ОПЭ методом высокотемпературной пайки [18, 19]. В отличие от проекта ИТЭР используются новые припои, стойкие к литию. Важной особенностью метода пайки облицовки является возможность выполнения при изготовлении выборочного ремонта дефектных плиток [20]. Соединение W с медным слоем, используемым для компенсации разности температурных расширений, выполняется ме-

тодом наплавки меди в вакууме. Для получения биметаллического соединения бронзы со сталью рассматриваются диффузионная сварка горячим изостатическим прессованием [21] и вакуумная наплавка (вакуумное литьё) [22].

В условиях термоциклических нагрузок все сварные соединения многослойной конструкции ОПЭ на границе раздела вода—вакуум должны сохранять герметичность, а паяные соединения облицовки сохранять надёжный тепловой контакт. Важным этапом подтверждения качества используемых технологий соединения материалов является аттестация (с участием внешней контролирующей организации) или внутренняя квалификация (где не применима аттестация) технологий, заключающиеся в изготовлении, контроле и испытаниях малых макетов в заданном количестве для подтверждения повторяемости результатов. В рамках программы внутренней квалификации качество соединений подтверждается методами неразрушающего контроля (капиллярного, визуального, рентгенографического, ультразвукового), разрушающего контроля (металлография, механические испытания), а также имитационных испытаний (гидравлических, термоциклических [23], вакуумных с контролем герметичности). Аттестация и квалификация технологий — один из важнейших этапов подготовки производства в обеспечение качества будущих изделий.

### НЕСУЩАЯ КОНСТРУКЦИЯ, КОМПОНОВКА ДИВЕРТОРА И ПЕРВОЙ СТЕНКИ

Несущая или опорная конструкция обеспечивает сопряжение всех элементов панели/кассеты в единое изделие (см. рис. 3) и воспринимает основные механические нагрузки от ЭМ-сил и моментов, от веса изделия. Также за счёт встроенных коллекторов несущая конструкция обеспечивает подачу и сбор воды от комплекта ОПЭ, установленного на ней (рис. 9).

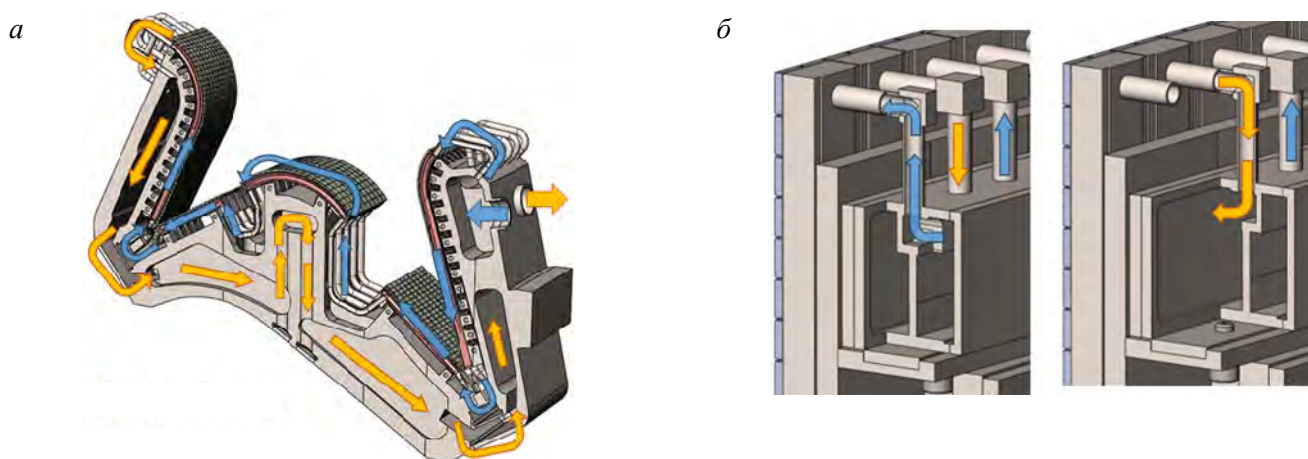


Рис. 9. Разводка воды в кассете дивертора (а) и в коллекторе ППС (б):  $\leftarrow$  — прямой поток;  $\rightarrow$  — обратный поток

Несущая конструкция также обеспечивает крепление кассет дивертора и ППС внутри вакуумной камеры и сопряжение с другими внутрикамерными компонентами (трубопроводы, элементы диагностики и дополнительного нагрева и др.).

Кассеты дивертора устанавливаются внизу вакуумной камеры в тороидальный пояс с зазором 20 мм между соседними кассетами (рис. 10). Для лучшей откачки газа из диверторной области в корпусе кассеты дивертора имеется окно.

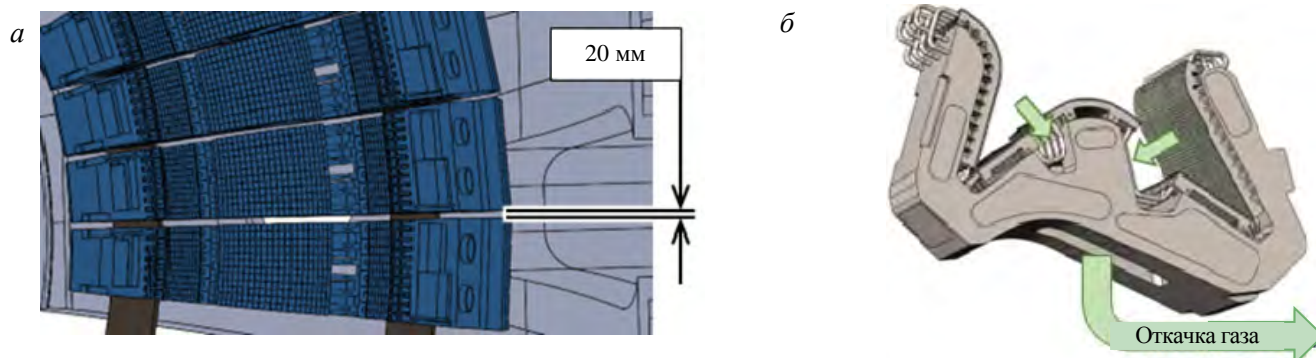


Рис. 10. Кассета дивертора: а — зазор между соседними кассетами; б — окно для откачки газа

В каждом 90-градусном секторе вакуумной камеры установлено по 13 кассет дивертора. Таким образом, общее количество кассет составляет 52. Один нижний диверторный патрубок в каждом секторе используется для загрузки кассет, два соседних патрубка — для размещения магистральных трубопроводов тороидальных коллекторов, каждый из которых питает четыре кассеты дивертора (рис. 11). Центральная «замковая» кассета в 90-градусном секторе располагается строго посередине загрузочного патрубка и устанавливается в последнюю очередь.

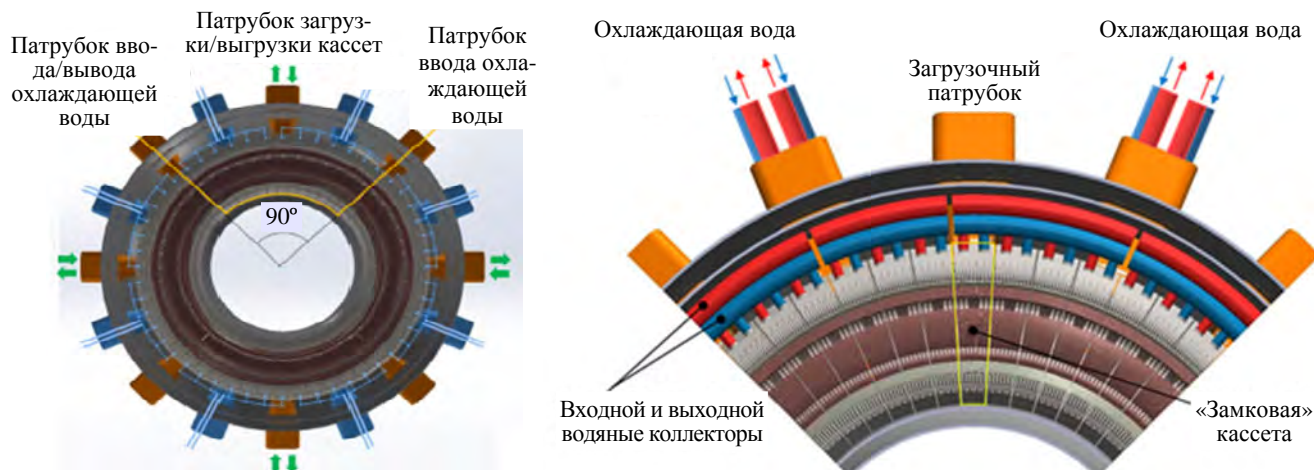


Рис. 11. Размещение кассет дивертора в 90-градусном секторе вакуумной камеры

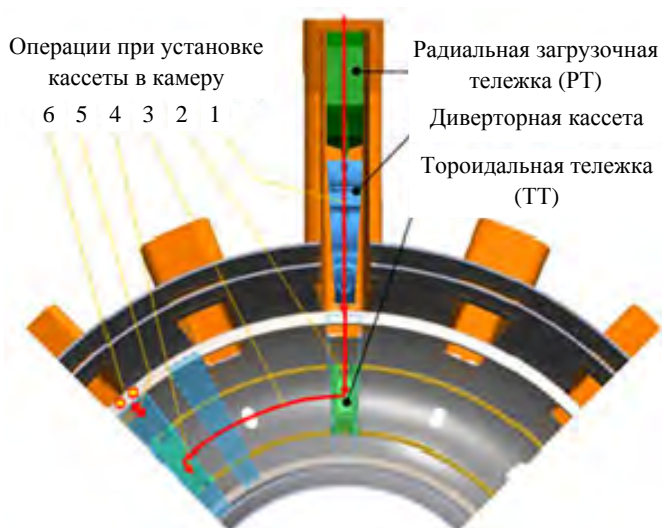


Рис. 12. Операции при установке кассеты в вакуумную камеру

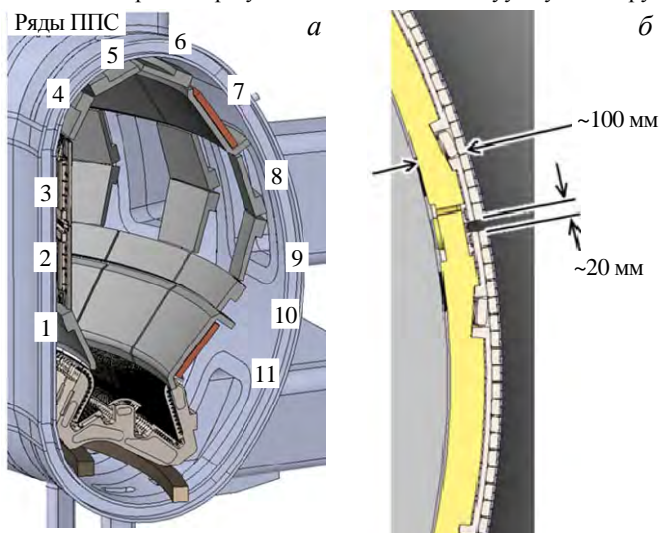


Рис. 13. Ряды панелей первой стенки (а) и тороидальное сечение (б)

Загрузку и монтаж кассет дивертора предполагается выполнять аналогично принятой в проекте ИТЭР схеме с использованием роботизированных (или механизированных при участии человека) транспортных тележек: радиальной (РТ) и тороидальной (ТТ). Последовательность операций при загрузке кассеты следующая (рис. 12):

1. Транспортировка диверторной кассеты с помощью РТ вдоль диверторного патрубка;
2. Установка кассеты на ТТ;
3. Тороидальное перемещение кассеты к месту её установки;
4. Установка кассеты в крепления при помощи манипуляторов ТТ;
5. Сжатие (преднатяг) кассеты в креплениях в радиальном направлении для придания ей большей устойчивости под воздействием электромагнитных сил;

6. Приварка труб водяного охлаждения к водяным патрубкам кассеты.

ППС располагаются в вакуумной камере в 11 полоидально-ориентированных рядах и имеют более 20 модификаций в зависимости от ряда, сопряжения с патрубками, системами диагностики, дополнительного нагрева и прочими внутрикамерными устройствами (рис. 13). Зазор между соседними панелями составляет 20 мм. Максимальный размер панели составляет около 700×800 мм, толщина первой стенки в радиальном направлении не превышает 100 мм, максимальный вес панели около 140 кг.

Панели устанавливаются на внутренние стенки вакуумной камеры, фиксируются специальными крепёжными блоками, установленными в боковом зазоре между двумя соседними в тороидальном направлении панелями, и привариваются к патрубкам тороидальных коллекторов, предварительно смонтированных в камере (рис. 14). После сварки с напорным и сливным коллекторами на каждой панели выполняется финальная сварка двух заглушек. Для загрузки панелей в вакуумную камеру планируется использовать не менее трёх экваториальных патрубков, располагающихся под углом 120 градусов относительно друг друга. Через данные патрубки планируется монтировать специальное монтажное приспособление и загрузочную платформу.

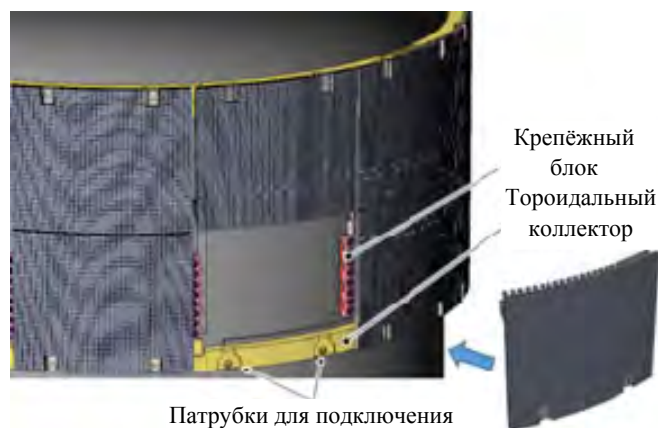


Рис. 14. Крепление панелей первой стенки

### ПОЭТАПНОЕ ОСНАЩЕНИЕ ТРТ КОМПОНЕНТАМИ, ОБРАЩЁННЫМИ К ПЛАЗМЕ

Оснащение любого современного токамака комплектом КОП происходит поэтапно совместно с дооснащением новыми системами дополнительного нагрева и развитием экспериментальной программы. Показателен пример токамака EAST [24]. Для проекта ТРТ предлагается трёхэтапный подход при оснащении установки КОП.

На первом этапе при сооружении и вводе в эксплуатацию токамака предлагается использовать комплект неохлаждаемых (теплоаккумулирующих) пластин, установленных в области дивертора (вертикальные мишени), а также ориентировочно в области рядов первой стенки № 2, 3, 5, 6, 7, 11 (см. рис. 13). Оптимальным материалом для неохлаждаемых пластин является графит, обладающий максимальными эксплуатационными температурами и низким  $Z$ , однако это приведёт к загрязнению всей вакуумной камеры продуктами эрозии графита. Альтернативный материал для пластин — это вольфрам. Неохлаждаемые пластины фиксируются при помощи механического крепления (болтового или др.) на стальные кронштейны, которые монтируются на стенки вакуумной камеры. Первый этап заканчивается при переходе ТРТ к эксплуатации на большой мощности ( $>20$  МВт) и увеличенной ( $>30$  с) длительности разряда. На данном этапе будут опробованы другие альтернативные материалы поверхности облицовки в виде толстых плиток или защитных покрытий (0,1—100 мкм) на плитках графита или вольфрама.

На втором этапе предлагается установить комплект КОП с интенсивным водяным охлаждением, позволяющий эксплуатировать ТРТ с длительным импульсом при максимальной мощности дополнительного нагрева. Данный комплект КОП подробно описан в этой статье. Для демонтажа неохлаждаемого комплекта КОП и монтажа нового потребуются остановка ТРТ на срок не менее одного года. Наибольшую длительность ожидаемо займёт выполнение качественных сварных швов внутри вакуумной камеры и юстировка положения кассет дивертора и ППС относительно фактического положения магнитного поля, в том числе с учётом результатов, полученных на фазе использования теплоаккумулирующих пластин. Для повышения эффективности указанных операций, во-первых, предлагается постепенное выполнение сварки и контроля швов для группы КОП, подключаемых параллельно к одному коллектору. Перед выполнением контроля будет проводиться вакуумный отжиг внутри камеры ТРТ. Во-вторых, предлагается заранее выполнить юстировку положения КОП в программном обеспечении и подобрать требуемые размеры компенсаторов на основании фактических замеров вакуумной камеры и положения магнитного поля. Также на втором этапе предлагается установить систему инъекции лития внутрь камеры в процессе рабочего импульса, тем самым начав литиевую программу ТРТ.

На третьем этапе предполагается постепенное введение в конструкцию ТРТ экспериментальных устройств, как литиевых [5, 6], так и инновационных твердотельных устройств с концепцией подвижной и легкоосменной облицовки [3]. Комплект КОП с интенсивным охлаждением проектируется совместимым с жидким и/или парообразным литием, поэтому введение литиевых устройств не потребует модер-

низации или замены всего окружения внутри вакуумной камеры. Для установки литиевых и инновационных твердотельных устройств планируется использовать экваториальные патрубки вакуумной камеры, а также предполагается установка экспериментальной кассеты (или нескольких кассет) дивертора в единый диверторный пояс вместе с ранее установленными кассетами дивертора с вольфрамовой неподвижной облицовкой.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бериллиевую облицовку реактора ITER планируют заменить на вольфрамовую. Пресс-центр НИЯУ МИФИ, 04.10.2023; URL: <https://www.mephi.ru/press/news/21494>.
2. Кукушкин А.С., Пшенов А.А. Режим работы традиционного дивертора в TRT. — Физика плазмы, 2021, т. 47, № 12, с. 1123—1129.
3. Мазуль И.В., Гиниятулин Р.Н., Кавин А.А., Литунковский Н.В., Маханьков А.Н., Пискарев П.Ю., Танчук В.Н. Обращенные к плазме компоненты токамака TRT. — Там же, с. 1103—1122.
4. 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. Токамак с реакторными технологиями (TRT): концепция, миссии, основные особенности и ожидаемые характеристики. — Там же, № 11, с. 970—985.
5. Вертков А.В. и др. Сравнительный анализ концепций литиевой первой стенки для токамака реакторных технологий. — Там же, № 12, с. 1130—1145.
6. Zakharov L.E. On a burning plasma low recycling regime with PDT = 23—26 MW, QDT = 5—7 in a JET-like tokamak. — Nucl. Fusion, 2019, vol. 59, p. 096008; doi 10.1088/1741-4326/ab246b.
7. Charuau J., Yves Belot, Cetier Ph., Drezet L., Grivaud L., Peacock A.T., Wu C.H. Characterisation of erosion dust and tritiated products inside the JET vessel after the first tritium experiment. — Fusion Technology, 1992 (Proceedings of the 17th Symposium on Fusion Technology. Rome, Italy), p. 1700—1703.
8. Andrew P. et al. Tritium retention and clean-up in JET. — Fusion Eng. and Des., 1999, vol. 47, p. 233—245.
9. Беграмбеков Л.Б., Бужинский О.И. Свойства карбида бора и его использование в качестве защитных покрытий на первой стенке токамака. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2006, вып. 4, с. 14—20.
10. Михайлов В.Н., Евтихин В.А., Люблинский И.Е. и др. Литий в термоядерной и космической энергетике XXI века. — М.: Энергоатомиздат, 1999. 526 с.
11. Халимова М.И. Взаимодействие бериллия с элементами периодической таблицы и разработка сплавов с его участием. Диссертация кандидата химических наук: 02.00.04. Институт химии им. В.И. Никитина АН Республики Таджикистан, Душанбе, 2015. 121 с.
12. Хасков М.А. Реакции внедрения и карбидообразования в системах графит—литий и фуллерит (C60; C70)—литий. Диссертация кандидата химических наук: 02.00.01. Моск. гос. ун-т им. М.В. Ломоносова, Хим. фак., Москва, 2008. 208 с.
13. Пискарев П.Ю., Мазуль И.В., Гапионов Е.И., Белов А.В. и др. Электромагнитный анализ вариантов конструкции панели первой стенки токамака TRT и её оптимизация по результатам расчётов, полученным для сценария VDE вниз. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2022, т. 45, вып. 4, с. 45—55.
14. Frants Ye., Borsuk A., Vechkutov A. et al. Beryllium intermetallics: Industrial experience on development and manufacture. — Nuclear Materials and Energy, 2023, vol. 35, p. 101444.
15. Pitts R.A., Carpentier S., Escourbiac F., Hirai T., Komarov V., Lisgo S., Kukushkin A.S., Loarte A., Merola M., Sasha-la Naik A., Mitteau R., Sugihara M., Bazylev B., Stangeby P.C. A full tungsten divertor for ITER: physics issues and design status. — J. of Nuclear Materials, 2013, vol. 438, p. 48—56.
16. Escourbiac F., Bobin-Vastra I., Kuznetsov V., Missirlian M., Schedler B., Schlosser J. A mature industrial solution for ITER divertor plasma facing components: HyperVapotron cooling concept adapted to Tore Supra flat tile technology. — Fusion Eng. and Des., 2005, vol. 75—79, p. 387—390.
17. Makhankov A., Barabash V. et al. Investigation of cascade effect failure for tungsten armour. — Ibid., 2001, vol. 56—57, p. 337—342.
18. Litunovsky N., Alekseenko E., Makhankov A., Mazul I. Development of the armoring technique for ITER Divertor Dome. — Ibid., 2011, vol. 86, p. 1749—1752.
19. Gervash A.A., Giniyatulin R.N., Guryeva T.M., Glazunov D.A., Kuznetsov V.E., Mazul I.V., Ogursky A.Y., Piskarev P.Y., Safronov V.M., Eaton R., Raffray R., Sevryukov O.N. The development of technology of Be/CuCrZr joining using induction brazing. — Ibid., 2019, vol. 146, p. 2292—2296.
20. Litunovsky N., Alekseenko E., Kuznetsov V., Lyanzberg D., Makhankov A., Rulev R. Repair of manufacturing defects in the armor of plasma facing units of the ITER Divertor Dome. — Ibid., 2013, vol. 88, p. 1739—1743.
21. Gervash A.A., Glazunov D.A., Lyanzberg D.V., Mazul I.V., Ogursky A.Y., Piskarev P.Y., Ruzanov V.V. Refinement of the technology of hot isostatic pressing of vacuum-tight bimetallic joint of ITER in-Vessel components. — In: Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power: Collection of Papers of V International Scientific and Technical Conference. — Moscow: Publishing House of JSC «NIKIET», 2018, p. 2428—2434.
22. Gervash A., Mazul I., Yablokov N. Study of Alternative SS/Cu-Alloy Joining Methods for ITER. — Fusion Eng. and Des., 2001, vol. 56—57, p. 381—384.

23. Volodin A., Kuznetsov V., Davydov V., Kokoulin A., Komarov A., Mazul I., Mudyugin B., Ovchinnikov I., Stepanov N., Rulev R., Eremkin A., Rogov A., Prianikov V., Fedosov A. The high-heat-flux test facilities in the Joint Stock Company D.V. Efremov Institute of Electrophysical Apparatus. — Fusion Eng. and Des., 2015, vol. 98—99, p. 1411—1414.
24. Luo G.-N. et al. Overview of plasma-facing materials and components for EAST. — Physica Scripta, 2007, vol. T128, p. 1—6.

**АО «НИИЭФА» ИМ. Д.В. ЕФРЕМОВА, 196641 САНКТ-ПЕТЕРБУРГ, ПОС. МЕТАЛЛОСТРОЙ,  
ДОРОГА НА МЕТАЛЛОСТРОЙ 3, РОССИЯ**



Павел Юрьевич Пискарев, начальник отделения  
piskarev@sintez.niiefa.spb.su



Игорь Всеволодович Мазуль, г.н.с., д. техн. н., ветеран атомной энергетики и промышленности  
mazul@sintez.niiefa.spb.su



Алексей Николаевич Маханьков, начальник отдела, к. техн. н.  
makh@sintez.niiefa.spb.su



Михаил Сергеевич Колесник, инженер-исследователь 1 категории  
kolesnik@sintez.niiefa.spb.su



Елена Валентиновна Окунева, главный специалист  
okuneva@sintez.niiefa.spb.su



Николай Владимирович Литуновский, главный специалист

Статья поступила в редакцию 24 октября 2023 г.

После доработки 9 января 2024 г.

Принята к публикации 17 января 2024 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 41—53.

ОУДК 620.16 533.9.07.533.924

## КАРБИД БОРА КАК ЗАЩИТНЫЙ МАТЕРИАЛ КОНТАКТИРУЮЩИХ С ПЛАЗМОЙ ЭЛЕМЕНТОВ ПЛАЗМЕННЫХ И ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

*Л.Б. Беграмбеков, А.А. Айрапетов, А.В. Грунин, С.С. Довганюк, Я.А. Садовский**Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия*

В статье приводятся свойства карбида бора и его покрытия, представляющиеся важными для контактирующего с плазмой материала термоядерных установок. Описаны основные этапы нанесения покрытия карбида бора ( $B_4C$ ) с использованием карборана ( $C_2B_{10}H_{12}$ ) в качестве исходного материала. Показано, что  $B_4C$  не распыляется «химическим механизмом». Скорость распыления  $B_4C$  в 3—4 раза, а эмиссия атомов углерода в 15—20 раз меньше, чем графита, и слабо меняются до 1500 К. Захват ионов изотопов водорода в покрытие  $B_4C$  стремится к насыщению при дозах облучения около  $7 \cdot 10^{23}$  ат./ $m^2$ . Предложен способ низкотемпературной «детритизации» покрытия. Кондиционирование покрытия облучением ионами водорода с энергией 50 эВ оставляло в нём  $\approx 8\%$  внедрённых ионов дейтерия. Приводятся результаты нескольких циклов термоциклирования покрытий. В частности, покрытие  $B_4C$  толщиной 5 мкм на вольфраме до 2000 К сохраняло состав  $B:C \approx 3,8:1$ , плавилось в диапазоне 2500—3670 К, изменяло состав до  $B:C \approx 1,2:1$ , но оставалось сплошным, без отслоений. Приводятся результаты улучшения параметров плазмы после нанесения покрытия карбида бора на первую стенку токамака Т-11М и в установке PISCES-B. Скорость напыления покрытий достигала 30 нм/с. Сообщается о возможности плазмохимического преобразования в газ и удаления из установок продуктов эрозии карбида бора.

**Ключевые слова:** ИТЭР, ТРТ, токамак, первая стенка, дивертор, карбид бора, защитное покрытие, напыление, распыление, захват, изотопы водорода, дейтерий, тритий.

## BORON CARBIDE AS A PROTECTIVE MATERIAL FOR PLASMA FACING ELEMENTS OF PLASMA AND THERMONUCLEAR INSTALLATIONS IN CONTACT WITH PLASMA

*L.B. Begrambekov, A.A. Airapetov, A.V. Grunin, S.S. Dovganyuk, Ya.A. Sadovsky**National Research Nuclear University «MEPhI», Moscow, Russia*

The paper presents the properties of boron carbide and its coating, which seem important for the plasma facing material in thermonuclear installations. The basic steps for boron carbide ( $B_4C$ ) coating using carborane ( $C_2B_{10}H_{12}$ ) as the initial material are reported. It has been shown that is not susceptible «to chemical sputtering». The sputtering rate of  $B_4C$  is 3—4 times, and the emission of carbon atoms is 15—20 times less than that of graphite and changes slightly up to 1500 K. The trapping of hydrogen isotope ions into the  $B_4C$  coating tends to saturation at irradiation doses of about  $7 \cdot 10^{23}$  at/ $m^2$ . A method for low-temperature «detritization» of the coating is proposed. Conditioning the coating by irradiating it with hydrogen ions with an energy of 50 eV left  $\approx 8\%$  of the introduced deuterium ions in it. The results of several cycles of thermal cycling of coatings are presented. In particular, a  $B_4C$  coating with a thickness of 5 microns on tungsten up to 2000 K retained the composition  $B:C \approx 3,8:1$ , melted in the range of 2500—3670 K and changed the composition to  $B:C \approx 1,2:1$ , but remained continuous, without peeling. The results of improving plasma parameters after deposition a boron carbide coating to the first wall of the T-11M tokamak and in the PISCES-B installation are presented. The coating deposition rate reached 30 nm/sec. The possibility of plasma-chemical conversion into gas and removal of boron carbide erosion products from installations is reported.

**Key words:** ITER, TRT, tokamak, first wall, divertor, boron carbide, protective coating, deposition, sputtering, trapping, hydrogen isotopes, deuterium, tritium.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-54-64

### ВВЕДЕНИЕ

Вопрос первой стенки термоядерной установки — один из вопросов, волнующих инженерно-научное сообщество в течение всей истории развития термоядерных исследований [1, 2]. В случае с ИТЭР вопрос о контактирующих с плазмой материалах окончательно не решён. В настоящее время рассматривается возможность отказаться от бериллия на первой стенке плазменной камеры и использовать вольфрам как в диверторе ИТЭР, так и на первой стенке [3]. При этом необходимо будет иметь защитное покрытие на первой стенке, а возможно, и в диверторе.

Перспективным материалом для защитного покрытия в ИТЭР для существующих и создающихся термоядерных установок, в частности, для токамака с реакторными технологиями (ТРТ, Россия) [4], можно считать карбид бора. Важной отличительной особенностью покрытия карбида бора является воз-

возможность его нанесения на контактирующую с плазмой поверхность и возобновления в течение разряда токамака.

В статье приводятся выявленные к настоящему времени свойства карбида бора и его покрытия, которые представляются важными для контактирующего с плазмой материала термоядерных установок. Описываются особенности формирования покрытия карбида бора на контактирующих с плазмой материалах термоядерных установок и результаты его использования в этом качестве.

Исходным материалом для нанесения покрытия карбида бора является невзрывоопасный, неядовитый и негорючий кристаллический порошок карборан [5, 6]. Карборан — это кристаллы состава  $C_2B_{10}H_{12}$  с температурой плавления 370 К. Температура сублимации из дозатора для ввода паров в термоядерную установку 300—450 К. Пары карборана напускаются в рабочий разряд токамака. Молекулы карборана полностью диссоциируют. Водород почти полностью откачивается. Атомы бора и углерода оседают на поверхность плазменной камеры и образуют покрытие кристаллического карбида бора  $B_4C$ .

### СВОЙСТВА КАРБИДА БОРА И ЕГО ПОКРЫТИЯ, ВАЖНЫЕ ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В КАЧЕСТВЕ ЗАЩИТНОГО МАТЕРИАЛА КОНТАКТИРУЮЩИХ С ПЛАЗМОЙ ЭЛЕМЕНТОВ РАЗРЯДНОЙ КАМЕРЫ ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

**Распыление карбида бора ионами плазмы.** Зависимость коэффициента распыления карбида бора ионами водорода и дейтерия от энергии ионов показана на рис. 1, а [7—9]. Видно, что расчётные значения совпадают с экспериментальными данными в достаточно большом диапазоне энергий. Зависимость коэффициента распыления от температуры по сравнению с рядом материалов, рассматриваемых и/или использовавшихся в качестве защитных материалов термоядерных установок, показана на рис. 1, б [9]. Видно, что скорость распыления карбида бора практически не возрастает в области температуры активного химического распыления графита и слабо меняется вплоть до 1600 К.

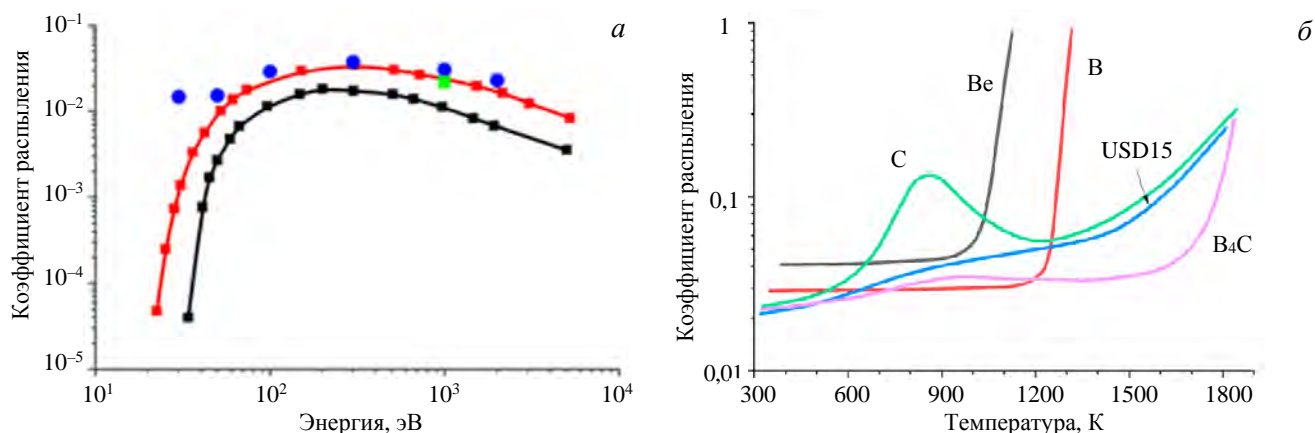


Рис. 1. Зависимость распыления карбида бора ионами водорода и дейтерия от энергии ионов [7—9]: —■— H, расч. [7], —■— D, расч. [7], ● — D, эксп. [8], ■ — D, эксп. [9] (а) и распыления карбида бора и других материалов ионами дейтерия с энергией 1 кэВ/ат. от температуры [9]: —■— C, —■— Be, —■— B, —■— USD15, —■—  $B_4C$  (б)

Химическое распыление графита при облучении высокоэнергичными ионами водорода (см. рис. 1, б) происходит в области температуры 700—1100 К за счёт образования молекул  $CH_4$ . Температура десорбции этих молекул определяется тем, что максимум их распределения в графите находится на глубине внедрения ионов и их десорбция становится возможной только в результате диффузии к поверхности по порам, образующимся при эмиссии удерживаемых в графите внедрённых атомов водорода. При сравнительно низкой энергии облучающих ионов «химическое» распыление графита с коэффициентом распыления, близким к его значению в области температуры 700—1100 К, осуществляется вплоть до температуры, сравнимой с комнатной, за счёт молекул  $CH_3$ , образующихся в приповерхностном слое графита.

Это обстоятельство позволяет считать, что коэффициент распыления покрытия карбида бора в условиях первой стенки токамака также будет в 3—4 раза меньше, чем графита. Следует также учесть, что при распылении карбида бора только каждый пятый из эмитируемых с поверхности атомов является

атомом углерода. В результате совокупное число поступающих в плазму атомов углерода с поверхности карбида бора оказывается в 15—20 раз меньше, чем при распылении «графитовой первой стенки».

**Установка для формирования и исследования покрытия карбида бора.** Эксперименты, посвящённые исследованию закономерностей процессов, вызываемых различными воздействиями на карбид бора, проводились с образцами покрытия на графите и вольфраме, осаждёнными на установке СОПТМАТ (НИЯУ МИФИ, Москва), предназначенной для нанесения покрытий, облучения, термоциклирования и распыления материалов и покрытий импульсными и постоянными пучками ионов высокой плотности мощности (в настоящее время до  $270 \text{ МВт/м}^2$ ). Фотография и схемы установки показаны на рис. 2 [10—12]. В экспериментах использовалось покрытие карбида бора состава В/С= 3,6—4,0 и толщиной 2—5 мкм, сформированное осаждающимися на поверхность графита или вольфрама атомами бора и углерода, распылёнными ионами аргона с мишени.

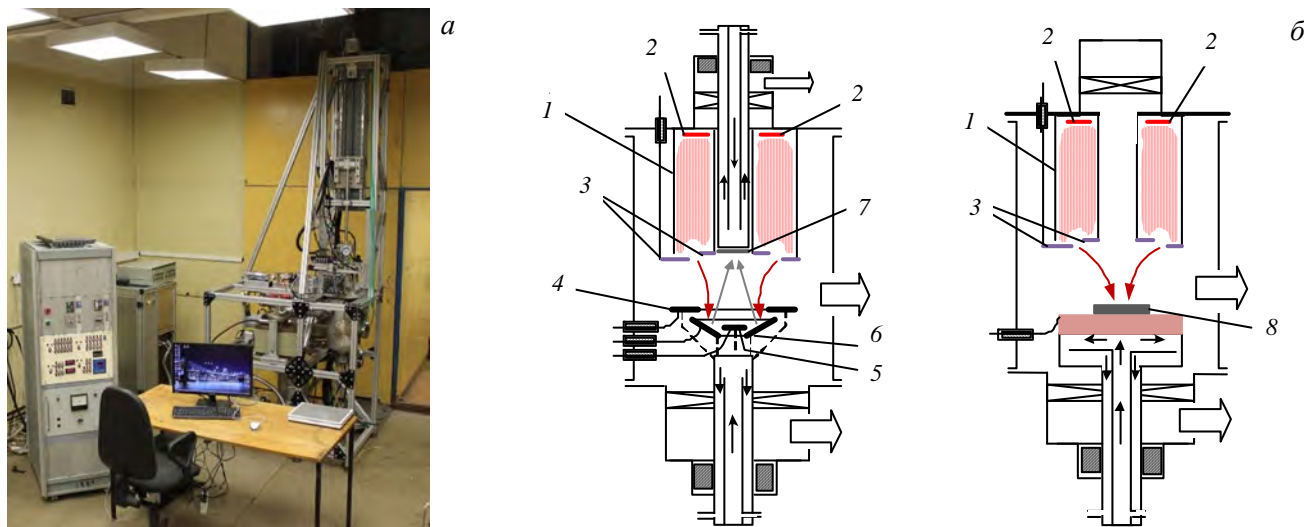


Рис. 2. Общий вид установки СОПТМАТ (а) и схемы установки в режиме напыления и тестирования (б): 1 — плазменная камера; 2 — накатный катод; 3 — анод; 4 — внешний антидинаatronный электрод; 5 — внутренний антидинаatronный электрод; 6 — мишень; 7 — подложка для напыления; 8 — тестируемый образец;  $\rightarrow$  — откачка;  $\uparrow$  — охлаждение;  $\rightarrow$  — поток ионов;  $\rightarrow$  — поток распылённых атомов

Эксперименты по облучению образцов в плазме для измерения захвата изотопов водорода проводились в установке Многофункциональный исследовательский комплекс масс-спектрометрического анализа «МИКМА» [13]. Установка состоит из трёх последовательно соединённых вакуумных камер (камеры атомарного облучения, камеры плазменного облучения и камеры термодесорбционного анализа) и позволяет облучать исследуемые образцы ионами плазмы, тепловыми атомами и измерять количество десорбируемых из образца частиц методом ТДС. Для перемещения исследуемых образцов между камерами без нарушения вакуума используется вакуумный ввод движения.

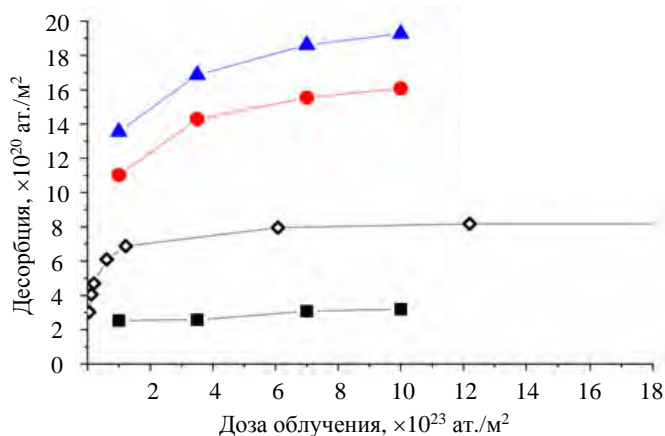


Рис. 3. Дозовая зависимость захвата дейтерия и водорода в покрытие карбида бора и в графит при облучении ионами  $D_2^+$  (энергия 650 эВ/ат., поток  $1,8 \cdot 10^{20}$  ат./м<sup>2</sup>·с, температура 630 К, давление  $8 \cdot 10^{-1}$  Па) и захвата водорода при облучении ионами  $H_2^+$  (энергия 100 эВ/ат., поток  $2,3 \cdot 10^{20}$  Н/(м<sup>2</sup>·с), температура 470 К);  $\blacksquare$  — H;  $\bullet$  — D;  $\blacktriangle$  — H + D;  $\diamond$  — H

**Удержание в карбиде бора изотопов водорода, захваченных при облучении ионами плазмы.** Захват и удержание изотопов водорода в «атомарных ловушках». На рис. 3 показаны дозовые зависимости десорбции дейтерия из образцов графита с покрытием карбида бора после облучения ионами дейтерия с энергией 650 эВ/ат. и данные из работы [14] с аналогичной зависимостью при облучении ионами водорода с энергией 100 эВ/ат. Эти графики свидетельствуют о том, что захват изотопов водорода стремится к насыщению при облучении карбида бора на графите в отличие от того, что наблюдается при внедрении ионов водорода в вольфрам. При энергии облучающих ионов 100 и 650 эВ/ат. количество захваченного водорода перестаёт существенно увеличиваться уже при

дозах внедрения около  $0,6 \cdot 10^{24}$  ат./м<sup>2</sup> и  $1,0 \cdot 10^{24}$  ат./м<sup>2</sup> при количестве захваченных атомов  $8 \cdot 10^{20}$  ат./м<sup>2</sup> и  $16 \cdot 10^{20}$  ат./м<sup>2</sup> соответственно. Эти факты свидетельствуют о пренебрежимо малых в условиях этих экспериментов проникновениях внедрённых атомов изотопов водорода из зоны внедрения в глубину карбида бора и в графит.

Следует отметить, что при облучении ионами дейтерия давление остаточного газа ( $2 \cdot 10^{-3}$  Па) было на несколько порядков величины меньше давления дейтерия ( $8 \cdot 10^{-1}$  Па). Тем не менее захват водорода из остаточного газа оказался всего в несколько раз меньше захвата дейтерия при дозах облучения, близких к насыщающим (см. рис. 3). Большая вероятность захвата водорода является результатом взаимодействия с карбидом бора радикала OH<sup>-</sup>, образующегося при диссоциации на облучаемой поверхности молекул воды, составляющих около 80% состава остаточного газа.

*Захват и удержание изотопов водорода в составе молекул CH<sub>4</sub>.* Дозовая зависимость десорбции метана из карбида бора такая же, как и водорода (рис. 4). Доля водорода, десорбирующегося из карбида бора в составе молекул CH<sub>4</sub>, почти не меняется с дозой облучения и составляет около 16%, что примерно в 2 раза меньше, чем то же соотношение для графита (см. рис. 4) [14]. Причиной этого могут быть большие, чем в карбиде бора, захват водорода и пористость графита. По данным работ [15—16] отношение десорбции дейтерометана к десорбции водорода из карбида бора в 10—30 раз меньше, чем из графита. Этот результат может быть следствием меньшей активизации на поверхности карбида бора, процесса диссоциации молекул воды, обеспечивающего, по-видимому, проникновение «высвобождающихся» атомов водорода через поверхность.

**Температурная зависимость десорбции атомов дейтерия, захваченных в карбид бора при облучении ионами плазмы.** Спектры ТДС дейтерия из покрытий карбида бора на вольфраме и на графите в значительной степени схожи между собой (рис. 5), в то время как спектры термодесорбции из вольфрама и графита значительно различаются. Эти факты указывают на отсутствие заметных диффузий захваченных атомов дейтерия из покрытия карбида бора в защищаемые материалы и удержания в них.

Разница температур максимумов спектров покрытия и массива карбида бора трудно различима, что говорит о высоком качестве покрытия. В то же время, их существенное отличие от положения максимумов термодесорбции из графита и вольфрама, в свою очередь, отражает факт отсутствия заметного проникновения водорода из покрытия карбида бора в вольфрамовую и графитовую подложки. Различие температур облучения покрытия карбида бора и массива карбида бора объясняет различие низкотемпературных частей спектров.

**ТДС изотопов водорода, захваченных в покрытие карбида бора при облучении ионами дейтериевой плазмы и затем выдержанных в вакууме, в атмосфере водорода и облучённых атомами и ионами водорода.** Образцы графита с покрытием карбида бора облучались ионами дейтериевой плазмы при температуре 630 К аналогично экспериментам с графитом, описанным в [18, 19], а затем выдерживались в течение одного часа при той же температуре в остаточном газе установки, в атмосфере водорода и облучались атомами водорода с тепловыми скоростями и ионами водородной плазмы энергией 50 эВ (рис. 6, а).

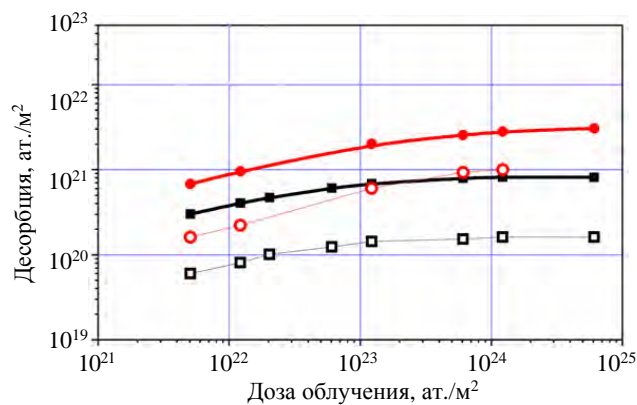


Рис. 4. Дозовая зависимость десорбции H<sub>2</sub> (● — графит, ■ — В<sub>4</sub>С) и CH<sub>4</sub> (○ — графит, □ — В<sub>4</sub>С) из графита и из В<sub>4</sub>С, облучённых ионами водорода (энергия 100 эВ/ат., поток  $2,3 \cdot 10^{20}$  Н/(м<sup>2</sup>·с), температура 470 К) [14]

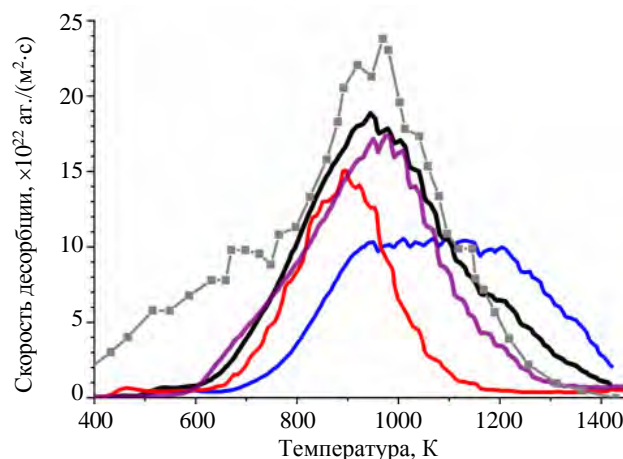


Рис. 5. Спектры термодесорбции атомов дейтерия, захваченных в графит, вольфрам и покрытия карбида бора на графите и вольфраме после облучения ионами дейтерия (энергия 650 эВ/ат., поток  $1,8 \cdot 10^{20}$  ат./(м<sup>2</sup>·с), доза  $7 \cdot 10^{23}$  ат./м<sup>2</sup>, температура 630 К), а также в массив карбида бора (энергия 1000 эВ/ат., поток  $2,1 \cdot 10^{19}$  ат./(м<sup>2</sup>·с), доза  $2,7 \cdot 10^{22}$  ат./м<sup>2</sup>, температура 300 К) [17]: — графит; — В<sub>4</sub>С на графите; — вольфрам; — В<sub>4</sub>С на вольфраме; — массив В<sub>4</sub>С [17], отн. ед.

Диаграмма (см. рис. 6, а) показывает, что во время каждого из воздействий в течение одного часа происходила десорбция дейтерия из покрытия карбида бора, вырастая в ряду от выдержки в вакууме до

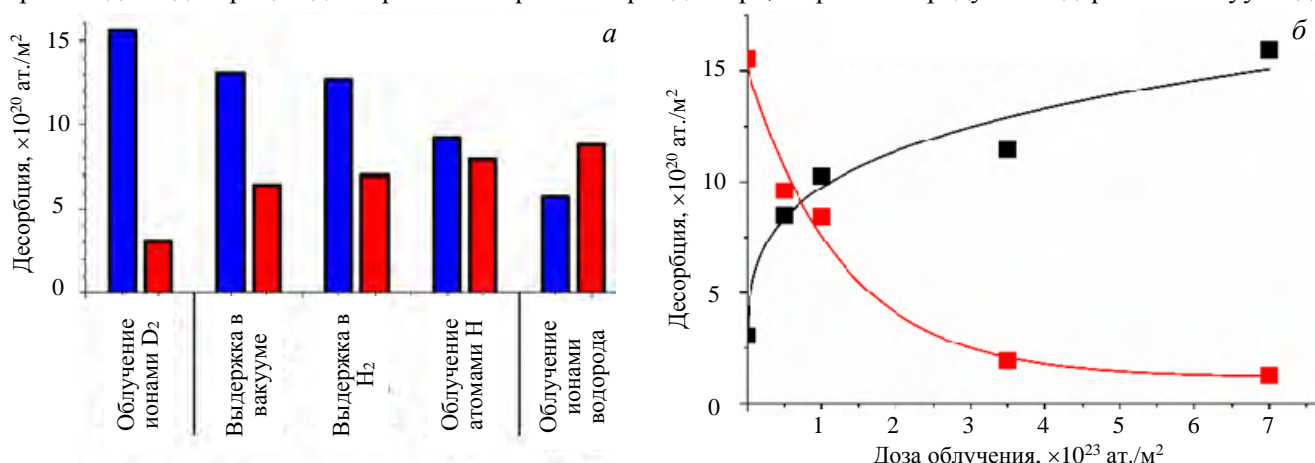


Рис. 6. Термодесорбция изотопов водорода из покрытия карбида бора на графите, облучённого ионами дейтериевой плазмы (энергия 650 эВ, поток  $1,8 \cdot 10^{20}$  ат./м<sup>2</sup>·с, доза  $7 \cdot 10^{23}$  ат./м<sup>2</sup>), и затем выдержанных 1 ч в вакууме (давление  $2 \cdot 10^{-3}$  Па), в водороде (давление  $8 \cdot 10^{-1}$  Па), облучённых атомами водорода с тепловыми скоростями (1 ч, поток  $2,3 \cdot 10^{19}$  Н/(м<sup>2</sup>·с), доза  $8,3 \cdot 10^{22}$  Н/м<sup>2</sup>, давление  $8 \cdot 10^{-1}$  Па) и ионами водородной плазмы (55 мин, H<sub>2</sub><sup>+</sup>, энергией 50 эВ/ат., поток  $1,5 \cdot 10^{19}$  Н/(м<sup>2</sup>·с), доза  $5 \cdot 10^{22}$  Н/м<sup>2</sup>) (а) и облучённых ионами водородной плазмы различными дозами (энергией 50 эВ/ат., поток  $7,5 \cdot 10^{19}$ ) (б): ■ — дейтерия, ■ — водорода (а) и десорбция: ■ — дейтерия, ■ — водорода (б)

облучения ионами водорода. Количество водорода в образцах увеличивалось в той же последовательности. При увеличении дозы облучения ионами водорода содержание дейтерия в покрытии продолжало уменьшаться вплоть до 8% при дозе  $7 \cdot 10^{23}$  ат./м<sup>2</sup> (см. рис. 6, б). В то же время увеличивалось в сравнимых количествах удержание водорода, захватываемого из остаточного газа. Можно полагать, что длительное облучение ионами или атомами водорода, так же как и выдержка покрытия карбида бора в вакууме или в атмосфере водорода, приведёт к значительному уменьшению дейтерия в покрытии даже при меньших температурах.

Ни в одном из этих экспериментов, кроме случая ионного облучения, заметного распыления поверхности и образования новых дефектов в покрытии не происходило. Поэтому наблюдаемые изменения содержания изотопов водорода приходится приписать реакциям на поверхности, которые, судя по изменениям состава газов в образцах, наиболее активно проходили под действием облучения ионами водорода. При изменении плотности тока облучающих ионов водорода ( $7,5 \cdot 10^{19}$  D/(м<sup>2</sup>·с) вместо  $1,5 \cdot 10^{19}$  D/(м<sup>2</sup>·с)) или энергии ионов (100 эВ/ат. вместо 50 эВ/ат.) количество десорбированного дейтерия значительно не изменялось.

Спектры термодесорбции на рис. 7, а, б свидетельствуют о захвате водорода компонентов остаточного газа в процессе облучения карбида бора ионами дейтериевой плазмы. Причём распределения захваченных атомов водорода и дейтерия по центрам захвата резко различаются. При облучении ионами роль фактора, облегчающего проникновение водорода остаточного газа через поверхность, по-видимому, водорода из гидроксильных групп, образующихся на облучаемой поверхности, выполняют ионы водорода с сравнительно низкими энергиями (см. рис. 7, б). К сожалению, полученные результаты

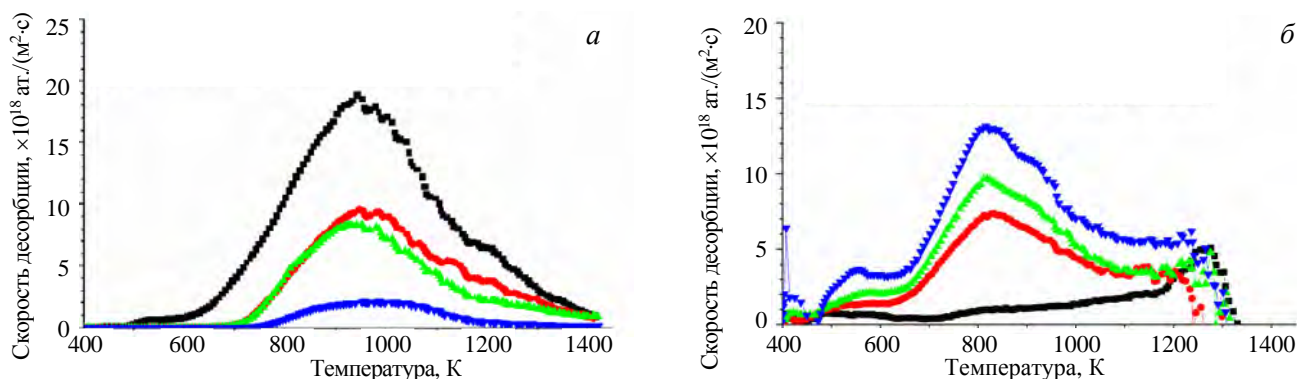


Рис. 7. ТДС-спектры дейтерия (а) и водорода (б) из покрытия карбида бора, облучённого ионами дейтериевой плазмы (энергия 650 эВ, поток  $1,8 \cdot 10^{20}$  D/(м<sup>2</sup>·с), доза  $7 \cdot 10^{23}$  D/м<sup>2</sup>) (■ — имплантация D<sub>2</sub>; а затем облучённого ионами водородной плазмы различными дозами (энергия 50 эВ/ат. поток  $7,5 \cdot 10^{19}$  Н/(м<sup>2</sup>·с), температура 630 К) (десорбция: ● —  $0,5 \cdot 10^{23}$  Н/м<sup>2</sup>, ▲ — облучение ионами водорода  $1 \cdot 10^{23}$  ат./м<sup>2</sup> и ▼ —  $3,5 \cdot 10^{23}$  ат./м<sup>2</sup>)

не позволяют определить, являются ли различия положений главных максимумов и форм части спектров термодесорбции дейтерия и водорода примерно в диапазоне 650—1100 К следствием различий их энергий, или определённую роль в этом играет также захват водорода остаточного газа при облучении ионами водорода.

### ПОВЕДЕНИЕ ПОКРЫТИЯ КАРБИДА БОРА ПРИ ТЕРМОЦИКЛИРОВАНИИ

Формирование покрытия карбида бора на графите и на вольфраме и термоциклирование подготовленных образцов проводились в установке СОПТМАТ. Покрытие карбида бора на вольфрамовой подложке толщиной 5 мкм облучалось ионами  $H_2^+$  в циклическом режиме. Энергия ионов составляла 5,5 кэВ/ат., плотность тока ионов  $3 \cdot 10^2$  А/(м<sup>2</sup>·с). Время облучения составляло 10 с, время остывания — 100 с. Во время облучения покрытие нагревалось до 1400 °С и между циклами остывало до 400 °С. Всего было проведено 30 циклов облучения. Полная доза облучения составила примерно  $3 \cdot 10^{23}$  ат./м<sup>2</sup>.

За время испытания расплылся слой толщиной  $\approx 2$  мкм. Покрытие после облучения сохранило целостность. На покрытии не наблюдалось трещин и отслоений после облучений. Средняя толщина расплывлённого слоя составила  $\approx 2$  мкм. Эрозия поверхности происходила неравномерно, и на поверхности появились поры размером 0,05—0,2 мкм.

### ОБЛУЧЕНИЕ ПОКРЫТИЯ КАРБИДА БОРА НА ВОЛЬФРАМЕ И НА ГРАФИТЕ ПОТОКАМИ ПЛАЗМЫ БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

**Облучение покрытия карбида бора на вольфраме потоками плазмы большой мощности в токамаке Т-10М.** Для испытаний в токамаке Т-10М (НИЦ «Курчатовский институт», Москва) был подготовлен в установке СОПТМАТ образец вольфрама размером 15×15×1 мм с покрытием карбида бора толщиной 5 мкм [20]. Состав полученного покрытия был близок к стехиометрическому, трещин, отслоений и других признаков нарушения адгезии к подложке не наблюдалось. Образец размещался в держателе диагностического ввода токамака Т-10М и облучался в течение 10 разрядов токамака. Мощность теплового потока при облучении в среднем составляла 1—2 МВт/м<sup>2</sup>. Однако анализ показал, что результаты воздействия плазмы на образец (рис. 8) обеспечивались не регулярными разрядами токамака, а воздействием плазмы одного из типов в переходных процессах. Максимальный поток мощности облучения длительностью около 300 мс составлял, согласно анализу, примерно 100 МВт/(м<sup>2</sup>·с), приходился на угол образца и привёл к его плавлению и удалению.

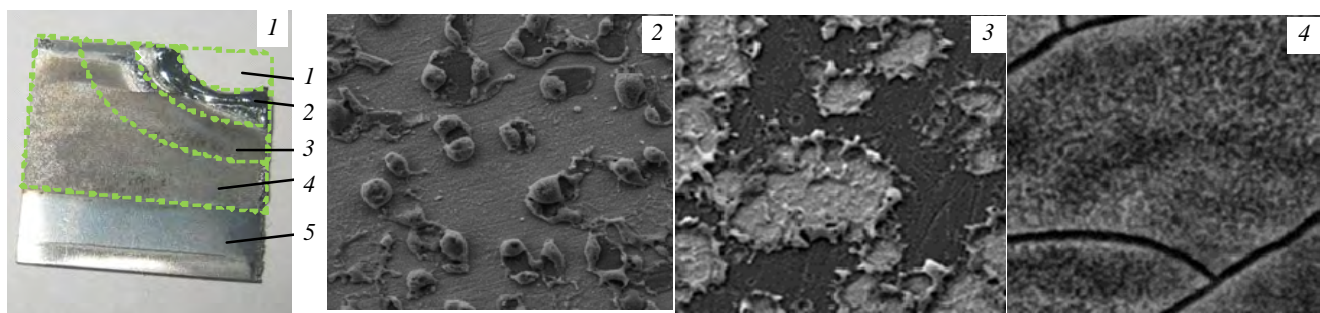


Рис. 8. Образец после воздействия плазмы: 1 — удалён угловой участок образца, расплавленный плазмой ( $\geq 3670$ ,  $K \geq 100$  МВт/м); микрофотографии участков: 2 — В:С  $\approx 1,2 : 1$ , 3670—2500 К, 70 МВт/м<sup>2</sup>; 3 — В:С  $\approx 3,1 : 1$ , 2500—2000 К, 40 МВт/м<sup>2</sup>; 4 — В:С  $\approx 3,8 : 1$ ,  $\leq 2000$  К, 10 МВт/м<sup>2</sup> (указаны измеренные соотношения концентраций бора и углерода, рассчитанные средние мощности и температура нагрева при плазменном облучении участков образца с характерной модификацией поверхности); 5 — область крепления образца в держателе ввода

Результаты анализа могут быть суммированы следующим образом:

— покрытие карбида бора сохраняет адгезию к вольфраму и предохраняет от непосредственного воздействия плазмы вплоть до температуры его плавления;

— в диапазоне температуры 3670—2500 К большая часть покрытия собирается в глобулы, частично оплавившиеся после образования. Есть основание полагать, что фрагментация верхней части покрытия и

сворачивание фрагментов в глобулы произошло в результате развития сжимающих латеральных напряжений после испарения большей части бора. Глобулы и прилегающая к вольфраму часть покрытия сохраняют структуру карбида бора. Растрескивания или отшелушивания прилегающей к вольфраму части покрытия ни на этом, ни на остальных участках покрытия не произошло;

— на участке покрытия с температурой в пределах 2500—2000 К отмечаются лишь отдельные проявления перечисленных процессов. Состав покрытия изменился сравнительно мало;

— при температуре меньше 2000 К покрытие и его состав полностью сохранились.

**Облучение покрытия карбида бора на графите потоками плазмы большой мощности в установке КСПУ.** Облучению плазмой в установке КСПУ (АО «ТРИНИТИ», Троицк) подвергалось покрытие карбида бора, нанесённое на графит газофазным методом [21]. После трёх импульсов на участках поверхности, облучённых мощностью от 1,0 до 0,2 ГВт/м<sup>2</sup>, частично изолированные микрокристаллы верхнего слоя оплавившись и при затвердевании превратились в сплошной поликристаллический слой (рис. 9, а). Между отдельными микрокристаллами остались тонкие трещины, возникшие при затвердевании. При последующем облучении верхний слой расплавляется во время циклов облучения и затвердевает между ними. После 15 импульсов плазмы поверхностный слой представляет собой уже отдельные островки, которые расплавляются и вновь затвердевают, меняя при этом своё положение, и, постепенно распыляясь, уменьшаются в объёме.

Толщина нижнего слоя после 100 импульсов (см. рис. 9, б) составляет всего несколько микрон, но слой сплошной, и его отслоений от графита не произошло. Участки, облучаемые с плотностью мощности 1 ГВт/м<sup>2</sup>, покрываются сетью трещин шириной от 2 до 20 мкм. Трещины распространяются на глубину до 1 мм, позволяя считать, что они зародились в графите. Соотношение В:С для фрагментов верхнего слоя составляет 2,7—4,0, а для нижнего слоя 1,7—2,7.

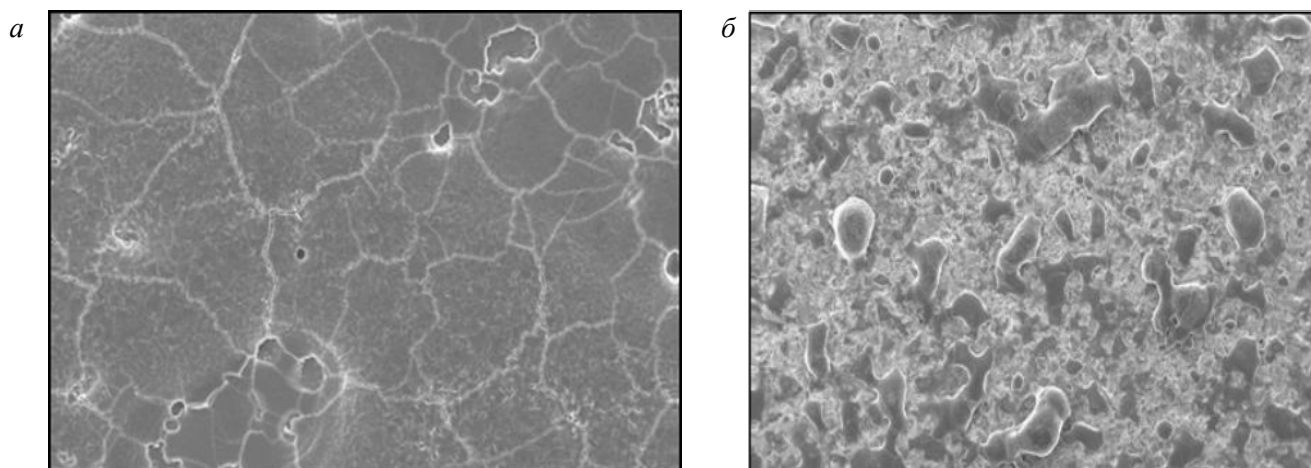


Рис. 9. Покрытие карбида бора на графите после облучения тремя (а) и 100 импульсами (б) мощностью от 1,0 до 0,2 ГВт/м<sup>2</sup>

## ПОКРЫТИЯ КАРБИДА БОРА В ТЕРМОЯДЕРНОЙ И ПЛАЗМЕННОЙ УСТАНОВКАХ

**Эксперименты с покрытием карбида бора в токамаке.** Покрытие карбида бора формировалось на первой стенке токамака Т-11 (АО «ТРИНИТИ», Троицк) из паров карбоната, напускаемого в рабочий разряд токамака [22].

В качестве основных результатов нанесения покрытия авторы отмечали следующее:

— нанесённое покрытие представляло собой плотную плёнку толщиной до микрона с хорошей адгезией, которая не разрушалась при обработке пластмассовым инструментом;

— были подавлены примеси в пристеночной области;

— стабилизировались высокие вакуумные характеристики разрядной камеры (после длительного перерыва в работе до 24 ч для достижения рабочего вакуума в камере не требовались прогрев и чистки плазмой);

— улучшилась стабилизация плазменного шнура;

— исчез рециклинг водорода со стенок камеры;

— появилась высокая повторяемость результатов экспериментов;

— до нанесения покрытия предельно достижимые параметры плазмы в разряде без срывов были  $n_e = 2,5 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-3}$ ,  $t_p = 70 \text{ мс}$ ,  $I_p = 70 \text{ кА}$ ; после нанесения покрытия длительность разряда без срыва при  $n_e = 1,3 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-3}$ ,  $I_p = 70 \text{ кА}$  составляла 350 мс, а при  $n_e = 4,64 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-3}$ ,  $I_p = 70 \text{ кА}$  составляла 250 мс.

**Эксперименты с покрытием карбида бора в плазменной установке.** Покрытие карбида бора с использованием карборана наносилось на стенки плазменной камеры установки PISCES-B (Лос-Анджелес, США). Пары карборана напускались в рабочий разряд, параметры плазмы которого были близки к параметрам диверторной плазмы токамака DIII-D [23]. Покрытия толщиной 0,2—20 мкм наносились на подложки из вольфрама, молибдена, нержавеющей стали. Время напыления покрытия варьировалось в диапазоне 2—30 мин. Скорость напыления покрытия, по сообщению авторов, достигала 30 нм/с, что во много раз превышает скорость боронизации в тлеющем разряде. Авторы пришли к выводу, что этот результат был получен из-за того, что при температуре электронов около 40 эВ в PISCES-B степень диссоциации карборана оказывается гораздо большей, чем в тлеющем разряде с температурой электронов около 1 эВ.

**Покрытие карбида бора на вольфраме дивертора токамака.** Модификация поверхностных слоёв вольфрама при облучении интенсивными тепловыми и корпускулярными потоками наблюдалась в большом количестве работ, выполненных в термоядерных и лабораторных установках. К такого рода процессам и их последствиям на интенсивно облучаемой поверхности вольфрама в токамаках и в установках, имитирующих условия токамаков, можно отнести рекристаллизацию поверхностного слоя, его растрескивание, отслоение участков поверхностного слоя, эмиссию микрочастиц вольфрама в плазму.

Анализ результатов экспериментов позволил заключить, что причиной модификации поверхности являются напряжения, возникающие в приповерхностных слоях вольфрама, когда под действием интенсивных тепловых и корпускулярных потоков увеличивается его пластичность [24—26]. По мере увеличения плотности корпускулярных потоков температурный диапазон процессов, инициируемых при указанных условиях, расширяется и, как было показано в работах [27, 28], распространяется до температуры меньше температуры плавления вольфрама 0,15 при его облучении ионами дейтерия энергией меньше 100 эВ, плотностью тока  $10^{22}/\text{м}^2\text{с}$  и дозой  $10^{25}$ — $10^{27}$  ат./ $\text{м}^2$ .

Свойства покрытия карбида бора при высоких температурах допускают возможность его использования в условиях дивертора токамаков. В предыдущих разделах было показано, что скорость распыления покрытия карбида бора ионами изотопов водорода остаётся довольно низкой и заметно не изменяется до температуры 1500 К. Удержание захваченных атомов изотопов водорода практически ограничивается зоной торможения ионов, и не происходит их проникновение в вольфрам. Максимум термодесорбции изотопов водорода находится в пределах температур 700—900 К. Покрытие карбида бора остаётся на вольфраме при облучении потоком плазмы мощностью 0,2—1,0 ГВт/ $\text{м}^2$  и выполняет защитные функции вплоть до температуры плавления вольфрама. Таким образом, вольфрам предохраняется от плазменного облучения и в определённой степени понижается интенсивность теплового потока, достигающего поверхность вольфрама. В результате могут быть предотвращены или в значительной степени ослаблены перечисленные и другие нежелательные процессы на поверхности вольфрама в диверторе токамаков.

Вместе с тем следует отметить, что до настоящего времени не исследованы свойства покрытия карбида бора при длительных облучениях тепловыми и корпускулярными потоками в условиях, соответствующих условиям токамаков с длинными разрядами. Только после проведения таких исследований можно будет составить заключение о карбиде бора как возможном материале защитного покрытия вольфрама в диверторе токамаков.

## УДАЛЕНИЕ ПЕРЕНАПЫЛЁННЫХ БОР-УГЛЕРОДНЫХ СЛОЁВ

Одной из задач, связанных с использованием возобновляемых защитных покрытий в токамаке, является необходимость удаления материала этих покрытий, перенапылённого на другие участки первой стенки и дивертора или превратившегося в пыль. В работе [29] был предложен метод удаления бор-

углеродных слоёв, который базируется на обеспечении условий превращения удаляемых слоёв в летучий эфир борной кислоты и газообразные углерод-кислородные соединения с помощью последовательных химических реакций с кислородом и спиртом и последующей откачки их из плазменной камеры.

В работе [30] эти процессы объединили и интенсифицировали воздействием плазмой. Для проведения экспериментов использовались бор-углеродные плёнки, осаждённые на подложку из нержавеющей стали путём распыления карбида бора ионами плазмы, инициированной на смеси аргона и дейтерия ( $\text{Ar} : \text{D} = 1 : 1$ ). Полученные плёнки облучались ионами плазмы с накальным катодом, инициированной на смеси гелия, кислорода и спирта. Скорость удаления плёнки зависела от температуры и давления спирта и слабо зависела от плотности ионного тока на плёнку. При энергии ионов, равной 200 эВ, и плотности тока  $3 \cdot 10^{19}$  и  $5 \cdot 10^{19}$  ион/( $\text{м}^2 \cdot \text{с}$ ) скорости травления составили 230 и 240 нм/ч соответственно. Авторы заключают, что химическое распыление в удалении плёнки играло значительную роль.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье приводятся свойства карбида бора и его покрытия, которые представляются важными для контактирующего с плазмой материала термоядерных установок.

Сообщаются основные этапы процесса нанесения покрытия карбида бора ( $\text{B}_4\text{C}$ ) на контактирующие с плазмой поверхности в регулярном разряде термоядерных и плазменных установок с использованием в качестве исходного материала для нанесения покрытия невзрывоопасного, неядовитого и негорючего карборана ( $\text{C}_2\text{B}_{10}\text{H}_{12}$ ).

Показано, что скорость распыления карбида бора практически не возрастает в области температур химического распыления графита и слабо меняется вплоть до 1500 К. Коэффициент распыления покрытия  $\text{B}_4\text{C}$  в условиях первой стенки токамака будет в 3—4 раза меньше, чем графита, а поступление в плазму атомов углерода будет в 15—20 раз меньше.

Захват ионов изотопов водорода в покрытие  $\text{B}_4\text{C}$  при дозах облучения около  $7 \cdot 10^{23}$  ат./ $\text{м}^2$  стремится к насыщению, указывая на их незначительную диффузию за область внедрения ионов.

Атомы дейтерия, захваченные покрытием карбида бора при облучении ионами дейтериевой плазмы, десорбируют при выдержке в вакууме и в водороде, а также при облучении низкоэнергетическими атомами и ионами водорода. Содержание внедрённого в покрытие дейтерия уменьшалось до 92% при облучении покрытия ионами водорода энергией 50 эВ дозой  $7 \cdot 10^{23}$  Н/м<sup>2</sup>.

При циклическом нагреве покрытия карбида бора толщиной 5 мкм на вольфраме потоком ионов плазмы мощностью 15,5 МВт/м<sup>2</sup> (установка СОПТМАТ, НИЯУ МИФИ) покрытие нагревалось до температуры 1400 °С в течение 10-секундного импульса и остывало до 400 °С за 100 с между импульсами. После облучения дозой примерно  $3 \cdot 10^{23}$  ат./м<sup>2</sup> (энергия ионов 5,5 кэВ/ат., плотность тока ионов  $3 \cdot 10^2$  А/( $\text{м}^2 \cdot \text{с}$ )) в течение 30 циклов облучения средняя толщина расплывлённого слоя составила  $\approx 2$  мкм и на поверхности появились поры размером 0,05—0,2 мкм. Покрытие сохранило целостность, трещин и отслоений покрытия не наблюдалось.

Облучению плазмой мощностью от 1,0 до 0,2 ГВт/м<sup>2</sup> в установке КСПУ М (АО «ТРИНИТИ») подвергалось покрытие карбида бора, нанесённое на графит газофазным методом. После трёх импульсов облучения частично изолированные микрокристаллы верхнего слоя покрытия оплавившись и превратились в сплошной поликристаллический слой, который расплавляется во время облучений и затвердевает между ними. После 15 импульсов поверхностный слой превращается в отдельные островки, уменьшающиеся в объёме по мере распыления. Соотношение В:С для фрагментов верхнего слоя составляет 1,5—1,0, а для нижнего слоя — 1,6—1,0. После 100 импульсов прилегающий к подложке слой толщиной всего несколько микрон покрыт сетью трещин шириной от 2 до 20 мкм и в глубину до 1 мм, позволяя считать, что они зародились в графите. Отслоений слоя от графита не произошло. Соотношение В:С для фрагментов верхнего слоя составляет от 2,7 до 4,0, а для нижнего слоя — от 1,7 до 2,7.

Образец вольфрама с покрытием карбида бора толщиной 5 мкм облучался плазмой переходного процесса в токамаке Т-10М (НИЦ «Курчатовский институт»). Часть образца с покрытием, облучавшаяся потоком плазмы мощностью  $\leq 100$  МВт/м<sup>2</sup> и длительностью около 300 мс, была расплавлена и удалена. На участках покрытия, прогревавшихся до 2500—3670 К (средняя мощность облучения 70 МВт/м<sup>2</sup>), со-

став покрытия изменялся до В:С  $\approx 1,2 : 1$ , его верхние слои фрагментировались, собирались в глобулы и оплавливались. Прилегающая к вольфраму часть покрытия оставалась сплошной, без отслоений и защищала вольфрам вплоть до температуры его плавления. На участках покрытия с температурой 2500—2000 К ( $40 \text{ МВт/м}^2$ ) отмечались лишь отдельные проявления этих процессов. Состав покрытия изменился мало. При температуре меньше 2000 К покрытие и его состав полностью сохранились.

Сообщается о формировании защитных покрытий карбида бора на контактирующих с плазмой материалах токамака Т-11М и в установке PISCES-B и о результатах его использования в этом качестве. Скорость напыления покрытий достигала 30 нм/с. Приводятся свидетельства улучшения параметров плазмы после нанесения покрытия.

Описываются результаты эксперимента по плазмохимическому преобразованию в газ и удалению из плазменной установки продуктов эрозии карбида бора.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Велихов Е.П., Ильгисонис В.И.** Перспективы термоядерных исследований. — Вестник Российской академии наук, 2021, т. 91, № 5, с. 470—478; doi: 10.31857/S0869587321050248. EDN JPLGBG.
2. **Стрелков В.С.** Термоядерная энергетика: 60 лет исследований. Что дальше? — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2016, т. 39, вып. 1, с. 5—14; doi: 10.21517/0202-3822-2016-1-5-14. EDN VQXVZN.
3. **Varabaski P.** Progress on manufacturing, construction, commissioning and an updated baseline. — In: 29th IAEA Fusion Energy Conference. 16—21 October 2023, London, United Kingdom of Great Britain and Northern Ireland.
4. **Красильников А.В., Коновалов С.В., Бондарчук Э.Н. и др.** Токамак с реакторными технологиями (TRT): концепция, миссии, основные особенности и ожидаемые характеристики. — Физика плазмы, 2021, т. 47, № 11, с. 970—985; doi: 10.31857/S0367292121110196.
5. **Шарапов В.М.** Плазмохимическая обработка разрядных камер термоядерных установок с магнитным удержанием плазмы (обзор). — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2020, т. 43, вып. 2, с. 5—12; doi: 10.21517/0202-3822-2020-43-2-5-12. EDN MPJSYI.
6. **Sharapov V.M.** Discharge Chamber Plasma-Chemical Conditioning in Magnetic Confinement Fusion Devices (Review). — Phys. Atom. Nuclei., 2021, vol. 84, p. 1266—1271; <https://doi.org/10.1134/S1063778821070139>.
7. **Ohno T. et al.** — J. of Nucl. Mater., 1996, vol. 232, p. 52—58; [https://doi.org/10.1016/0022-3115\(96\)00393-5](https://doi.org/10.1016/0022-3115(96)00393-5).
8. **Kötterl S et al.** — Phys. CR, 2001, p. 117; doi 10.1238/Physica.Topical.091a00117.
9. **Roth J.** — J. Nucl. Mater., 1990, vol. 176—177, p. 132—141.
10. **Ayrapetov A.A., Begrambekov L.B., Dyachenko M.Y. et al.** Stand for coating deposition and coating/materials testing. — J. of Physics: Conference Series, 2016, vol. 700, № 1, p. 012041; doi: 10.1088/1742-6596/700/1/012041. EDN WWEGLT.
11. **Sadovskiy Y., Begrambekov L., Shigin P. et al.** High particle and heat load material testing device. — J. of Physics: Conference Series, 2017, vol. 789, № 1, p. 012044; doi: 10.1088/1742-6596/789/1/012044. EDN YVEBJF.
12. **Азизов Э.А., Айрапетов А.А., Беграмбеков Л.Б. и др.** Установка для нанесения покрытия карбида бора и тестирования материалов и покрытий при интенсивном плазменном облучении. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2014, т. 37, вып. 4, с. 30—38. EDN: TAZSRF.
13. **Airapetov A., Begrambekov L., Bremond S. et al.** — J. Nucl. Mater., 2011, vol. 418, p. 1042.
14. **Begrambekov L., Buzhinsky O., Gordeev A., Miljaeva E., Leikin R., Shigin P.** TDS Investigation of hydrogen retention in graphites and carbon based materials L. — Physica Scripta, 2004, vol. T108, p. 72—75; doi: 10.1238/Physica.Topical.108a00072.
15. **Yamaki T., Gotoh Y., Ando T., Jimbou R., Ogiwara N., Saidoh M.** Thermal desorption spectroscopy of boron/carbon films after keV deuterium irradiation. — J. of Nucl. Mater., 1994, vol. 217, p. 154—160; doi: 10.1016/0022-3115(94)90315-8.
16. **Alimov Kh.V., Schwiirer R., Scherzer B.M.U., Roth J.** Thermal desorption of D<sub>2</sub> and CD, from bulk-boronized graphites. — J. of Nucl. Mater., 1992, vol. 187, p. 191—196; doi: 10.1016/0022-3115(92)90496-8.
17. **Mayer M. et al.** —Ibid., 1998, vol. 252, p. 55—62; doi: 10.1016/s0022-3115(97)00299-7.
18. **Айрапетов А.А., Беграмбеков Л.Б., Довганюк С.С., Каплевский А.С.** Захват и удержание изотопов водорода в графите при последовательном облучении в водородной плазме. — Поверхность. Рентгеновские, синхротронные и нейтронные исследования, 2018, № 6, с. 48—53.
19. **Ayrapetov A.A., Begrambekov L.B., Dovganyuk S.S., Grunin A.V., Kaplevskiy A.S., Puntakov N.A.** Hydrogen isotope trapping and retention in graphite and boron carbide under consecutive irradiation by deuterium and hydrogen plasma. — J. of Physics: Conference Series. 9. Low-temperature Plasma during the Deposition of Functional Coatings, 2018, p. 012002; doi: 10.1088/1742-6596/1058/1/012002.
20. **Begrambekov L.B. et al.** — J. Phys.: Conf. Ser., 2019, vol. 1281, p. 012002.
21. **Бужинский О.И., Барсук В.А., Беграмбеков Л.Б., Климов Н.С., Отрошенко В.Г., Путрик А.Б.** Испытание защитного покрытия В<sub>4</sub>С при облучении интенсивными потоками плазмы на установке КСПУ-Т. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2015, т. 38, вып. 2, с. 32—37.
22. **Buzhinskij O., Otroshenko V., Barsuk V.** Renewable boron carbide coating in plasma shots of tokamak T11-M. — J. Nucl. Mater., 2009, vol. 390—391, p. 996—999.

23. **Buzhinskij O.I., Otroshchenko V.G., Whyte D.G. et al.** Plasma deposition of boron films with high growth rate and efficiency using carborane. — *J. Nucl. Mater.*, 2003, vol. 313—316, p. 214—218.
24. **Pestchanyi S. E., Linke J.** Simulation of cracks in tungsten under ITER specific transient heat loads. — *Fusion Eng. and Des.*, 2007, vol. 82, Issue 15—24, p. 1657—1663.
25. **Pestchanyi S.** Divertor armour issues: lifetime, safety and influence on ITER performance. — *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Plasma Physics (15)*, 2009, № 1, p. 52—57.
26. **Pestchanyi S., Garkusha I., Landman I.** Simulation of tungsten armour cracking due to small ELMs in ITER — *Fusion Eng. and Des.*, 2010, vol. 85, Issues 7—9, p. 1697—1701.
27. **Snu W.M., Nakamichi M., Alimov V.Kh., Luo G.-N., Isobe K., Yamanishi T.** Deuterium retention, blistering and local melting at tungsten exposed to high-fluence deuterium plasma. — *J. of Nucl. Mater.*, 2009, vol. 390—391, p. 1017—1021; doi: 10.1016/j.jnucmat.2009.01.267.
28. **Ohno N., Kajita S., Nishijima Dai, Takamura S.** Surface modification at tungsten and tungsten coated graphite due to low energy and high fluence plasma and laser pulse irradiation. — *J. of Nucl. Mater.*, 2007, vol. 363—365, p. 1153—1159; doi: 10.1016/j.jnucmat.2007.01.148.
29. **Айрапетов А.А., Беграмбеков Л.Б., Войтук А.Н.** Способ удаления углеродсодержащих слоев и пыли из вакуумных камер плазменных установок. Патент на изобретение RU 2674997 С1, 14.12.2018. Заявка № 2018106002 от 16.02.2018.
30. **Airapetov A., Terentiev V., Voituk A., Zakharov A.** Methods of boron-carbon deposited film removal. — *Physics Procedia*, 2015, vol. p. 58—62; doi: 10.1016/j.phpro.2015.08.312.

**НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ «МИФИ», 155409 МОСКВА,  
КАШИРСКОЕ ШОССЕ 31, РОССИЯ**



Леон Богданович  
Беграмбеков, про-  
фессор, д.ф.-м.н.



Алексей Алексан-  
дрович Айрапетов,  
с.н.с., к.ф.-м.н.



Андрей Викторович  
Грунин, инженер



Сергей Сергеевич  
Довганюк, заве-  
дующий лабора-  
торией, инженер



Ярослав Алексеевич  
Садовский, доцент,  
к.ф.-м.н.

Статья поступила в редакцию 11 января 2024 г.  
После доработки 15 января 2024 г.  
Принята к публикации 17 января 2024 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 54—64.

УДК 533.924

**ОБЗОР РАБОТ В ИЯФ СО РАН ПО ТЕМАТИКЕ ПЛАЗМА—ПОВЕРХНОСТЬ**

*А.А. Шошин<sup>1,2,3</sup>, А.В. Бурдаков<sup>1,3</sup>, И.В. Кандауров<sup>1</sup>, А.А. Касатов<sup>1,2</sup>, С.Р. Казанцев<sup>1,4,5</sup>, И.И. Балаш<sup>1,4</sup>,  
В.А. Попов<sup>1,2</sup>, Г.А. Рыжков<sup>1,2</sup>, Д.Е. Черепанов<sup>1,2</sup>, Е.И. Кузьмин<sup>1</sup>, С.В. Полосаткин<sup>1,2,3</sup>, И.А. Иванов<sup>1,2</sup>,  
А.С. Аракчеев<sup>1</sup>, А.А. Васильев<sup>1</sup>*

<sup>1</sup>Институт ядерной физики имени Г.И. Будкера СО РАН, Новосибирск, Россия

<sup>2</sup>Новосибирский государственный университет, Новосибирск, Россия

<sup>3</sup>Новосибирский государственный технический университет, Новосибирск, Россия

<sup>4</sup>Институт химии твердого тела и механохимии СО РАН, Новосибирск, Россия

<sup>5</sup>Центр коллективного пользования «Сибирский кольцевой источник фотонов», Новосибирск, Россия

С 1990-х гг. в ИЯФ СО РАН проводятся комплексные исследования взаимодействия мощных потоков плазмы, электронных пучков и лазеров с твёрдыми телами при нагрузках, которые ожидаются на первой стенке термоядерного реактора. Сначала эксперименты проводились на установке ГОЛ-3, затем на комплексе БЕТА. В настоящее время создаются новые экспериментальные установки, включая станцию «Плазма» на строящемся источнике синхротронного излучения СКИФ, а также проектируется реактор ГДМЛ на основе открытой ловушки нового поколения. С помощью развитого диагностического комплекса многопробочной ловушки ГОЛ-3 были исследованы свойства приповерхностной плазмы и её динамика (плотность, температура, скорость разлёта, зарядовый состав). Изучена модификация поверхности различных материалов (вольфрам, графит, керамика) при различных импульсных тепловых нагрузках. Использование электронного пучка на стенде БЕТА позволило *in situ* наблюдать процессы модификации поверхности во время теплового удара, что недоступно для установок с плазменным воздействием. Проведено сравнение с данными других исследователей, показано их соответствие. Получены пороги для трещинообразования и плавления вольфрама, взрывного (хрупкого) разрушения графита. Для исследований напряжений в материалах применено синхротронное излучение, с помощью которого с высоким временным разрешением измерено напряжение во время импульсного облучения. Экспериментальные работы дополняются теоретическими и расчётными исследованиями. Предложена модель разрушения вольфрама, согласно которой на стадии остывания возникает напряжение, приводящее к растрескиванию вольфрама. Появление трещин на стенде БЕТА впервые в мире наблюдали экспериментально существенно позже тепловой нагрузки.

**Ключевые слова:** первая стенка, термоядерный реактор, вольфрам, графит, керамика, импульсный нагрев, синхротронное излучение, мощные потоки энергии, тепловые удары.

## **REVIEW OF WORKS IN THE BUDKER INSTITUTE ON PLASMA-SURFACE INTERACTION**

*A.A. Shoshin<sup>1,2,3</sup>, A.V. Burdakov<sup>1,3</sup>, I.V. Kandaurov<sup>1</sup>, A.A. Kasatov<sup>1,2</sup>, S.R. Kazantsev<sup>1,4,5</sup>, I.I. Balash<sup>1,4</sup>,  
V.A. Popov<sup>1,2</sup>, G.A. Ryzhkov<sup>1</sup>, D.E. Cherepanov<sup>1,2</sup>, E.I. Kuzmin<sup>1</sup>, S.V. Polosatkin<sup>1,2,3</sup>, I.A. Ivanov<sup>1,2</sup>, A.S. Arakcheev<sup>1</sup>, A.A. Vasilyev<sup>1</sup>*

<sup>1</sup>Budker Institute of Nuclear Physics SB RAS, Novosibirsk, Russia

<sup>2</sup>Novosibirsk State University, Novosibirsk, Russia

<sup>3</sup>Novosibirsk State Technical University, Novosibirsk, Russia

<sup>4</sup>Institute of Solid State Chemistry and Mechanochemistry SB RAS, Novosibirsk, Russia

<sup>5</sup>SKIF Synchrotron Radiation Facility, Novosibirsk, Russia

Since the 1990s, comprehensive studies of the interaction of powerful plasma flows, electron beams, and lasers with solid bodies have been conducted in BINP under the loads expected at the first wall of a fusion reactor. The experiments were first performed on the GOL-3 facility, then on the BETA bench. At the moment, new experimental facilities are being set up, including the Plasma Station at the under-construction SKIF synchrotron radiation source, and a new-generation open-trap GDMT reactor is being designed. The properties of near-surface plasma and its dynamics (density, temperature, velocity, charge composition) were investigated using the developed diagnostic complex of the GOL-3 multimirror trap. Surface modification of various materials (tungsten, graphite, ceramics) under different pulse thermal loads was studied. The use of electron beam on the BETA bench allowed *in situ* observation of surface modification processes during thermal shock, which is unavailable for plasma impact facilities. Comparison with the data of other researchers has been made and their consistency with each other has been shown. Thresholds for cracking and melting of tungsten, explosive (brittle) fracture of graphite were obtained. Synchrotron radiation was used to study stresses in materials, with which stresses during pulse irradiation are measured with high temporal resolution. Experimental work is supplemented by theoretical and computational studies. A model of tungsten fracture was proposed, according to which stresses leading to tungsten cracking occur at the cooling stage. Then, for the first time in the world, the appearance of cracks significantly later than the thermal load was observed experimentally on the BETA bench.

**Key words:** first wall, fusion reactor, tungsten, graphite, ceramics, pulse heating, synchrotron radiation, powerful energy flows, thermal shocks.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-65-75

## ВВЕДЕНИЕ

В 1954 г. Г.И. Будкер предложил одну из первых в мире идей как удерживать заряженные частицы в магнитном поле — пробкотрон [1], а уже в 1958 г. был создан Институт ядерной физики СО РАН, который Будкер возглавил. С момента основания одной из задач института стало создание термоядерных реакторов, в первую очередь различных открытых ловушек, основой для которых стал пробкотрон Будкера—Поста.

Одной из важнейших задач для разработки термоядерных установок являются вопросы взаимодействия плазмы с первой стенкой. В ИЯФ СО РАН имени Г.И. Будкера с 1990-х гг. [2—4] проводятся исследования стойкости материалов первой стенки термоядерного реактора к мощным импульсным тепловым нагрузкам.

Изначально интенсивные исследования взаимодействия плазмы с поверхностью проводились на установке ГОЛ-3 [5], на которой плотность энергии на мишени в плазменном потоке с энергетичными электронами могла достигать рекордных 30 МДж/м<sup>2</sup>. Исследовалась модификация поверхности вольфрама и углеродных материалов при различных нагрузках, характерных для ЭЛМов и срывов ИТЭР, а также параметры формирующейся поверхностной плазмы, такие как скорость расширения, плотность, температура, скорость химической эрозии [5].

В дальнейшем (после 2015 г.) исследования проводились на установке БЕТА с помощью электронного пучка большой мощности и лазерного излучения. Исследования проводились с различными марками вольфрама [6], затем добавились эксперименты с керамическими материалами.

На станции «Плазма» источника синхротронного излучения ВЭПП-4 и на станциях ВЭПП-3 [7] проводились исследования поведения материалов под импульсными тепловыми нагрузками, в настоящее время идёт создание аналогичной станции на строящемся в Новосибирске источнике синхротронного излучения СКИФ. В экспериментах измерялись напряжения в вольфраме во время и после облучения [8]. ИЯФ СО РАН является мировым лидером в области создания источников синхротронного излучения, в обзорной статье [7] читатель может ознакомиться с возможностями Новосибирского научного центра в области синхротронного излучения.

Также вопросы взаимодействия плазмы с поверхностью активно изучались теоретическими и расчётными методами.

В настоящее время в ИЯФ СО РАН проводятся исследования на нескольких плазменных установках: газодинамическая ловушка ГДЛ [9], многопробочная ловушка ГОЛ-НВ [10], ловушка с винтовым полем СМОЛА [11], компактный осесимметричный тороид КОТ [12], установки для исследования взаимодействия мощных электронных пучков с плазмой ГОЛ-ПЭТ [13] и ЭЛМИ [14], комплекс материаловедения БЕТА [6]. Проектируется открытая ловушка следующего поколения ГДМЛ (газодинамическая многопробочная ловушка) [15, 16], подготовлен эскизный проект установки. В ГДМЛ потоки плазмы на лимитеры и плазмоприёмники ожидаются весьма высокими, поэтому вопросы взаимодействия плазмы с поверхностью для неё также являются актуальными. Успешность и широта исследований в области плазма—поверхность в ИЯФ СО РАН тесно связаны с большим количеством действующих в институте уникальных электрофизических установок, многие из которых не имеют аналогов в мире, что позволяет подключать к работе специалистов высокой квалификации из самых разных областей.

## ЭКСПЕРИМЕНТЫ НА ГОЛ-3

Многопробочная ловушка ГОЛ-3 общей длиной 15 м создавалась для нагрева и удержания плотной ( $10^{13}$ — $10^{15}$  см<sup>-3</sup>) водородной плазмы в многопробочном сильном магнитном поле (~5 Тл). Для нагрева плазмы использовался мощный релятивистский электронный пучок, создаваемый ускорителем У-2. Основные исследования на ГОЛ-3 были посвящены пучково-плазменному взаимодействию [17, 18], нагреву и удержанию горячей (0,1—5 кэВ) плазмы в многопробочном режиме [19—22], взаимодействию плазмы с поверхностью [23—34]. На установке был развитый диагностический комплекс для исследования свойств плазмы [35, 36], включающий оптические диагностики (в том числе в инфракрасном, ультрафиолетовом и рентгеновском диапазонах), болометрические, диамагнитные, зондовые диагностики, интерферометрию, томсоновское рассеяние, анализаторы нейтральных атомов, анализаторы спектра электронов, пояса Рогов-

ского, инжекторы пеллет [23] и другие. Многие из этих диагностик применялись при проведении экспериментов по изучению взаимодействия плазмы с поверхностью [23—25].

Поток плазмы в выходном узле установки содержал электроны с широким спектром (от высокоэнергичных 1 МэВ до 1 эВ) и ионы водорода и/или дейтерия с энергией от 2 кэВ до 1 эВ. Энергетический спектр частиц в плазменном потоке формировался вследствие нескольких взаимосвязанных процессов взаимодействия электронного пучка с большим током и плотной (по сравнению с токамаками) плазмы [17, 18]. Высокая температура ионов является следствием экспериментально открытого на ГОЛ-3 быстрого неклассического нагрева ионов в многопробочном магнитном поле [19—21]. Плотность потока энергии на материалы в разных режимах могла варьироваться от 0,1 МДж/м<sup>2</sup> до рекордных 30 МДж/м<sup>2</sup> (в магнитном поле ~5 Тл). В отличие от плазменных пушек и ускорителей типа КСПУ практически весь поток энергии мог достигать поверхности твёрдых тел, так как быстрые электроны способны преодолеть возникающий у поверхности под воздействием плазмы паровой экран. На ГОЛ-3 можно было моделировать условия как ЭЛМов, так и срывов в ИТЭР. Энерговыделение по глубине мишеней на ГОЛ-3 лучше любых других установок в мире моделирует условия для убегающих электронов в ИТЭР, имеющих, согласно спецификации тепловых нагрузок в ИТЭР [37], энергию порядка 10 МэВ и энерговыделение до 25 МДж/м<sup>2</sup> в течение 10 мс при угле падения 1—1,5° (рис. 1).

При разлёте испаренного вещества с поверхности мишени возникает реактивная сила, направленная внутрь мишени, что создаёт внутри твёрдого вещества волну высокого давления. На ГОЛ-3 были проведены эксперименты по измерению импульсных высоких давлений в мишени по сдвигу линий флуоресценции рубина, которые показали, что давление достигает 1,1 кБар при длительности импульса 8 мкс [25].

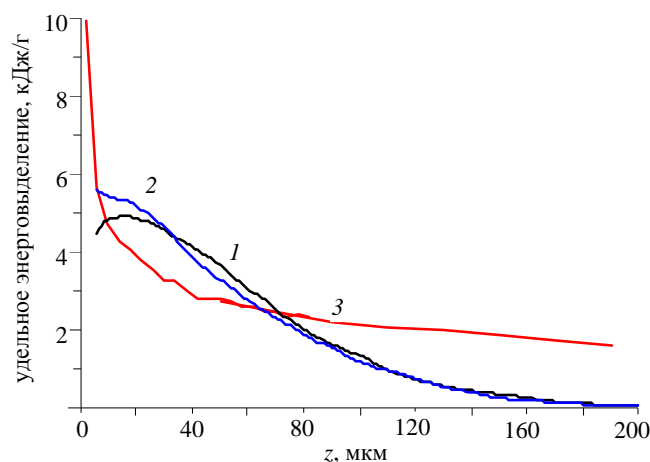


Рис. 1. Энерговыделение на единицу массы по глубине вольфрама в магнитном поле 5 Тл на ГОЛ-3 (1, плотность энергии 15 МДж/м<sup>2</sup>); 2 — мишень под 45° к потоку плазмы; 3 — от убегающих 10 МэВ-ных электронов в ИТЭР с углом падения 1° (30 МДж/м<sup>2</sup>)

## ИЗУЧЕНИЕ СВОЙСТВ ПОВЕРХНОСТНОЙ ПЛАЗМЫ

На установке ГОЛ-3 проводились эксперименты по изучению свойств плазмы, возникающей при воздействии мощного плазменного потока на поверхность твёрдого тела. Эксперименты проводились в двух вариантах: плазменный поток налетал на закреплённую мишень, вблизи этого места располагались специализированные диагностики [24]; поперёк длинного шнура плазмы инжектировалась крупинка из углерода [23]. Размеры крупинки выбирались таким образом, чтобы масса испаряемого в процессе облучения вещества была существенно меньше массы крупинки. В этом случае процессы взаимодействия такой крупинки и массивной мишени с плазмой близки. Конфигурация установки позволяла проводить исследования распространения поверхностной плазмы на расстояния до 12 м и таким образом изучать диффузию примесей внутрь плазменного шнура и её влияние на энергобаланс плазмы.

В ходе экспериментов были изучены параметры мишенной плазмы на разных расстояниях от точки инжекции пеллет. Было показано [23], что скорость расширения плазмы на расстоянии 0,8—4,5 м составляет  $(1—2)10^6$  см/с (тепловая скорость для углерода с температурой 10—50 эВ), плазма с  $n_c \sim (2—10)10^{20}$  м<sup>-3</sup> распространяется на расстояние ~5 м в гофрированном поле с небольшой потерей частиц, спектр излучения мишенной плазмы весьма похож на спектр диверторной плазмы крупных токамаков.

По спектрам молекулярных радикалов проведены измерения скорости химической эрозии графитовых мишеней при плазменном воздействии с нагрузкой 2 МДж/м<sup>2</sup>. В исследуемом режиме химическая эрозия даёт около 1% от полного числа атомов, поступивших в плазму, при этом полная глубина эрозии (1 мкм за выстрел) определяется макроскопическим разрушением поверхностного слоя с образованием пыли [32].

## КОМПЛЕКС БЕТА

Комплекс БЕТА состоит из источников мощной тепловой нагрузки и обширного диагностического комплекса, который позволяет производить измерения эрозии поверхности в течение импульсного воздействия и сразу после него [6, 38—45, 47, 48].

Мощная тепловая нагрузка может производиться импульсным электронным пучком, импульсным неодимовым лазером или же иттербиевым волоконным лазером, работающим в непрерывном или частотно-импульсном режиме. Использование лазерного нагрева позволило изучать керамические материалы, в частности, карбиды бора и кремния [47, 48].

Мощность импульсного электронного пучка может варьироваться в диапазоне 1—10 МВт, длительность 150 мкс—1 мс, энергия электронов может быть установлена в пределах 85—105 кэВ. Неодимовый лазер, выполненный на основе лазера ГОС-1001, способен производить импульсы длительностью 600—800 мкс, энергией до 200 Дж, длина волны излучения 1,06 мкм. Временная динамика мощности источников показана на рис. 2. Мощность иттербиевого волоконного лазера составляет 4 кВт, максимальная частота модуляции может достигать 5 кГц.

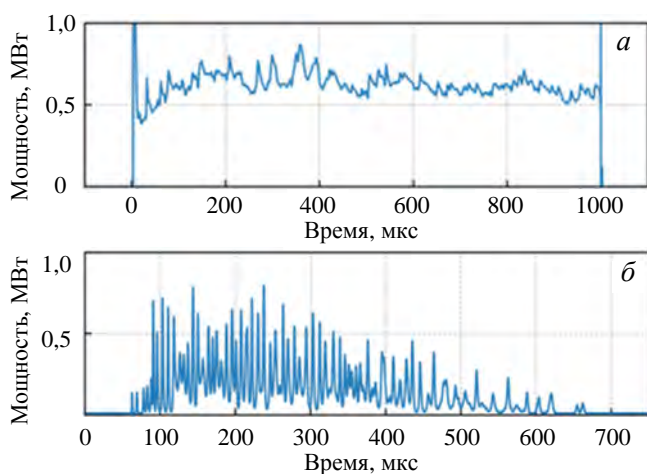


Рис. 2. Мощность электронного пучка на стенде БЕТА (а) и неодимового лазера (б), выполненного на основе лазера ГОС-1001, в зависимости от времени

на установке есть две реализации данных диагностик — в видимом и ближнем инфракрасном диапазоне. Матрицы на основе кремния обладают лучшим разрешением, но не способны регистрировать температуру поверхности ниже 1100 К, в то время как детекторы на основе InGaAs позволяют расширить диапазон измерений вплоть до 700 К [6];

— системы малоуглового рассеяния непрерывного неодимового лазера, работающей на длине волны 532 нм, для определения размера микрочастиц и их количества. Использование узкополосных интерференционных фильтров ( $\Delta\lambda \sim 1$  нм) позволяет регистрировать частицы даже при мощном фоновом излучении мишени [43, 44];

— спектрометрии абляционного факела с пространственным разрешением в видимом диапазоне, а также диагностики интенсивности свечения с высоким временным разрешением в нескольких пространственных каналах [43, 44].

## СТОЙКОСТЬ ВОЛЬФРАМА К ТЕПЛОВЫМ УДАРАМ

Под импульсным тепловым воздействием поверхность вольфрама разогревается, плавится и испаряется. Вблизи поверхности может сформироваться расширяющийся плотный паровой экран, с поверхности могут вылетать капли. При остывании мишени расплав застывает, верхний слой рекристаллизуется, возникают напряжения, которые могут привести к формированию трещин, в том числе через значительное время после импульсного нагрева. Все эти процессы теоретически и экспериментально изучались на различных установках (ГОЛ-3, БЕТА, станция «Плазма»). В ходе многочисленных

Эксперименты с электронным пучком проводятся в вакуумной камере с двумя рядами диагностических портов со стеклянными окнами. Диагностический комплекс состоит из:

— системы быстрой трёхкадровой фотографии для наблюдения треков микрочастиц и мест их появления [44]. Данная диагностика позволяет также вычислять компоненты скорости микрочастиц;

— системы лазерного рассеяния от поверхности для определения изгиба образца и изменения шероховатости его поверхности. Диагностика способна определять моменты появления трещин на поверхности и их эволюцию в ходе теплового воздействия [6, 45];

— системы пирометрии с высоким пространственным и временным разрешением. На уста-

экспериментов, в том числе в сотрудничестве с зарубежными коллегами [26, 27, 30—32], была определена зависимость модификации поверхности вольфрама от плотности тепловой нагрузки на поверхность [5, 6, 26, 27, 29—34, 40—42]:

— малая плотность потока энергии (менее пяти выстрелов по 0,5 МДж/м<sup>2</sup> в каждом выстреле): переплавление поверхности не происходит, меняется шероховатость;

— при увеличении нагрузки: переплавление поверхности, возникают кратеры диаметром 50—300 мкм и сеть трещин 0,3 мкм в виде гранул;

— средняя плотность потока энергии (пять выстрелов по 2,1 МДж/м<sup>2</sup>): переплавление слоя, возникают сети трещин с характерными размерами 1000, 10, 0,3 мкм, образуются кратеры диаметром 50—300 мкм и глубиной 20 мкм [26, 27, 29—32];

— значительная плотность потока энергии (девять выстрелов по 4 МДж/м<sup>2</sup>): вместо сети трещин 1000 мкм образуется волнообразная поверхность застывшего расплава, сеть ячеек 10 мкм остаётся, сеть ячеек 0,3 мкм исчезает [29];

— большая плотность потока (12 МДж/м<sup>2</sup>): эрозия свыше 150 мкм за выстрел, формируется глубокий кратер с высокими краями от движения расплава [2].

Экспериментально и теоретически было установлено, что на поверхности вольфрама после импульсных тепловых воздействий, соответствующих ЭЛМам в ИТЭР, начинается формирование вертикальных трещин глубиной до 350 мкм [5, 34, 42]. Следом за вертикальными трещинами могут формироваться горизонтальные трещины, которые ведут к потере теплоотвода и перегреву поверхности при последующих тепловых импульсах [5, 42].

Были проведены сравнительные эксперименты, в которых одинаковые мишени были облучены плазменными потоками с близкими удельными потоками энергии на образцы на различных установках, в которых было показано, что, несмотря на различие в энергии и типе падающих частиц, модификация поверхности и пороги трещинообразования одинаковы на разных установках [5, 33]: ГОЛ-3 и КСПУ X-50 [26, 27]; JUDITH-1, Nd:YAG-лазер и ГОЛ-3 [30].

На стенде БЕТА регистрировались вылетающие с нагретой поверхности вольфрама капли, которые имели скорость сотни метров в секунду [5], намного превышающую скорость капель, регистрируемую на плазменных пушках и ускорителях типа КСПУ.

## СТОЙКОСТЬ ГРАФИТА И КЕРАМИКИ К ТЕПЛОВЫМ УДАРАМ

На установке ГОЛ-3 более 20 лет проводились исследования эрозии углеродных материалов, в первую очередь, графита под воздействием импульсных нагрузок [2—5, 24, 28]. Было обнаружено, что при больших нагрузках происходит взрывное (хрупкое) разрушение графита, и в 1990-х гг. был экспериментально определён его порог 8—10 кДж/г [2—5]. Эрозия за выстрел может достигать 0,5—1 мм при 20—60 МДж/м<sup>2</sup> [2, 3], что соответствовало оценкам потоков энергии при срывах в ИТЭР [46].

При нагрузках 0,5—2,5 МДж/м<sup>2</sup>, соответствующих ЭЛМам в ИТЭР, эрозия углеродных материалов невелика (менее 1 мкм) и в некоторых случаях определяется отколом отдельных гранул [5, 28]. Поверхность углеродных материалов модифицируется, происходит её графитизация [5, 28].

Недавно на стенде БЕТА начались испытания керамических материалов и покрытий. Были испытаны образцы горячепрессованной керамики карбида бора, для которой определена критическая температура для начала разрушения 1200—1400 К [47]. Свойства керамик из карбида бора, произведённых российскими предприятиями различными методами [49—52], изучались для использования в качестве внутривакуумной нейтронной защиты в диагностических портах ИТЭР, которые ИЯФ СО РАН разрабатывает и изготавливает [53]. Также были проведены эксперименты по изучению стойкости тонкого слоя карбида бора, нанесённого на вольфрам различными методами [48].

## ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ И РАСЧЁТНЫЕ РАБОТЫ

В ИЯФ СО РАН была создана теоретическая модель образования трещин в вольфраме при импульсной поверхностной тепловой нагрузке [54—56]. Модель базируется на нескольких ключевых

особенностях материала и режима нагрева: во-первых, вольфрам при низких температурах хрупкий, а при высоких — вязкий; во-вторых, глубина прогрева мала по сравнению с полной толщиной образца и размером нагреваемой области. При достаточно высоких температурах вязкий вольфрам необратимо деформируется под действием стягивающих сил непрогретой подложки. При остывании хрупкий вольфрам испытывает растягивающие напряжения недеформированной подложки и трескается.

При разогреве до температуры выше температуры плавления может образоваться сложный рельеф, и была сделана теоретическая оценка капиллярных волн в застывающем вольфраме. В работе [57] показано, что мелкомасштабные колебания должны быстро затухать без подпитки на этапе застывания.

Построены физическая, математическая и численная модели для расчёта импульсного поверхностного и приповерхностного нагрева в одномерном и двумерном приближении с учётом охлаждения поверхности испарением и излучением [58—60]. Было показано, что испарение играет важную роль в динамике температуры [61].

Для нагрева выше порога плавления проводились исследования течения газа после испарения в вакуум. При разработке модели термодинамики испарившегося газа было показано, что над поверхностью во время облучения образуется плотная плазма, создающая собственную картину токов, превосходящих плотностью ток пучка, с помощью которого грели расплав, откуда следует, что проводящая жидкость может двигаться и без электрического контакта с плазмой [62].

В последнее время внимание теоретического исследования переключилось с нагрева вольфрама до температур больше плавления на нагрев хрупких материалов. Удалось успешно описать пределы стойкости к импульсной тепловой нагрузке до разрушения для чистых хрупких веществ, описанию чего посвящена часть статьи [47].

### ИССЛЕДОВАНИЯ С ПОМОЩЬЮ СИНХРОТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

На источниках синхротронного излучения (СИ) ВЭПП-3 и ВЭПП-4 в ИЯФ СО РАН [7] проведены эксперименты по измерению напряжений в вольфраме [8, 63—68]. Эксперименты проводились как после теплового воздействия на образцы (*ex situ*), так и непосредственно во время облучения (*in situ*). На станции «Плазма» источника СИ ВЭПП-4 было исследовано изменение формы дифракционного пика на монокристаллическом вольфраме во время облучения образца лазером [8, 65]. Были продемонстрированы рекристаллизация после облучения электронным пучком и появление текстуры после облучения плазмой на вольфрамовых образцах [63]. Были измерены остаточные напряжения на облучённом электронным пучком

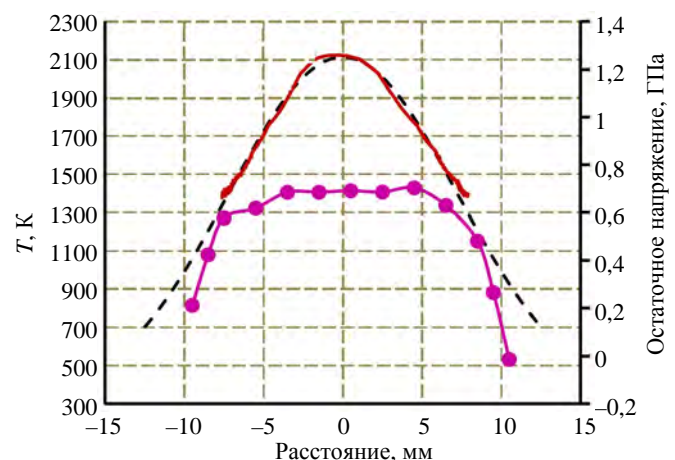


Рис. 3. Пространственное распределение  $T$  и остаточных напряжений на облучённом вольфрамовом образце: — — — — приближительная  $T$ ; — — — — средняя  $T$ ; ● — максимальная  $T$  [67]

на облучённом электронным пучком вольфраме вдоль и поперёк направления прокатки [64]. На поликристаллических вольфрамовых образцах, облучённых электронным пучком на установке БЕТА, было измерено пространственное распределение остаточных напряжений по поверхности, а также динамика остаточных напряжений при нагреве образца [67]. Данные по пространственному распределению сравнивались с данными о распределении температуры  $T$  на поверхности во время облучения на установке БЕТА (рис. 3). Нагрев облучённого образца до 500 °С привёл к уменьшению остаточных напряжений на ~75 МПа.

Было исследовано влияние трещин на поверхности вольфрамового образца на пространственное распределение остаточных напряжений [68]. По сравнению с результатами на образце без трещин наблюдается проседание напряжений в центральной области поверхности до уровня около 200 МПа (рис. 4).

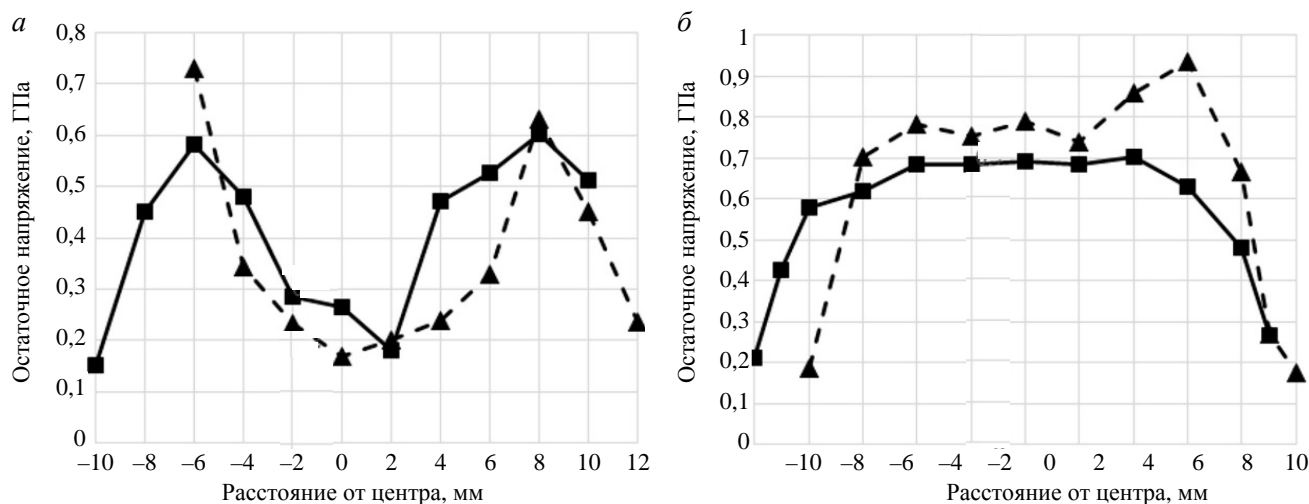


Рис. 4. Пространственные распределения остаточных напряжений вдоль (■, —) и поперёк (▲, - - -) направления прокатки на облучённых вольфрамовых образцах с образованием трещин (а) и без трещин (б) [68]

Разрабатывается станция «Плазма» для строящегося источника СИ СКИФ. Станция представляет собой дифрактометр с возможностью проведения широкого спектра работ. Станция даёт возможность проводить эксперименты как на белом, так и на монохроматическом пучке СИ. Прецизионная механика станции имеет достаточно степеней свободы для проведения измерений с пространственным разрешением, в режимах на просвет и на отражение, в различных режимах сканирования. Подразумевается использование трёх различных детекторов для выполнения специфических задач.

## ПЛАНЫ РАБОТ

Продолжаются работы на комплексе БЕТА по изучению процессов при импульсном тепловом нагреве образцов из вольфрама, различных типов керамики, а также вольфрама и других металлов с керамическим покрытием.

Для комплекса БЕТА планируется создание новой вакуумной камеры для лазерного стенда. Новая камера будет обладать большим количеством портов, что позволит увеличить число одновременно работающих диагностик, а также улучшить вакуумные условия.

Кроме существующего оборудования для создания тепловых нагрузок, проводятся испытания нового источника электронов с катодом из  $\text{LaB}_6$ , имеющего частоту 10—20 Гц, что позволит провести эксперименты с воздействием до  $10^7$  импульсов на мишень для моделирования многократного воздействия ЭЛМов на первую стенку. С использованием электронных пучков эксперименты с таким большим числом импульсов на мишень в мире ещё не проводились.

Для испытания образцов планируется использовать также геликонный источник плазмы, который уже разработан и в настоящее время испытывается [69]. Создаваемый поток водородной плазмы позволит провести комплексные эксперименты по модификации поверхностей материалов ионами и насыщению мишеней водородом. С помощью геликонного источника планируется достижение высокого суммарного потока частиц на мишень до  $10^{26} \text{ м}^{-2}$  в импульсном режиме в серии выстрелов.

На источниках СИ ВЭПП-3 и ВЭПП-4 продолжаются работы по изучению деформаций в вольфраме, разработан проект и закупается оборудование для станции «Плазма» на СКИФ. Новое оборудование и схемы экспериментов позволят проводить эксперименты не только с монокристаллами вольфрама, но и с поликристаллами и другими материалами.

Продолжаются теоретические и расчётные исследования нагрева твёрдых тел, возникающего парового экрана, выброса капель, механизмов и условий для разрушения материалов.

Для ловушки следующего поколения ГДМЛ [15] идёт обсуждение конструкции и материалов для лимитеров и плазмодриёмников.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В ИЯФ СО РАН более 30 лет ведутся теоретические и экспериментальные работы по исследованию взаимодействия плазмы с материалами термоядерных реакторов.

Исследована стойкость различных материалов к импульсным тепловым потокам, соответствующим срывам и ЭЛМам в ИТЭР (ГОЛ-3, БЕТА, лазеры, станция СИ «Плазма» и т.д.). Как на ГОЛ-3, так и на электронном пучке стенда БЕТА при импульсном воздействии на материал паровое экранирование не защищает основной материал от налетающего потока энергии, так как энергичные электроны имеют большой пробег.

Ведутся эксперименты *in situ* и *ex situ* по исследованию динамики упругих напряжений в вольфраме при импульсном нагреве с помощью синхротронного излучения на источниках СИ ВЭПП-3 и ВЭПП-4, а также создаётся станция «Плазма» для строящегося источника СКИФ.

Ведутся теоретические и численные исследования динамики нагрева вещества, образования трещин, формирования парового экрана и т.д.

Коллектив института имеет опыт и возможности для исследования любых материалов для первой стенки. Для этого используются разные методы нагрева — лазеры, электронные пучки, потоки плазмы и применяются различные диагностические системы, в том числе уникальные и не имеющие аналогов в мире.

Работа по подготовке системы лазерного нагрева для испытания керамик была частично поддержана грантом РФФИ № 23-19-00212.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Будкер Г.И. Физика плазмы и проблема управляемых термоядерных реакций. Т. 3. — М.: Изд-во АН СССР, 1958, с. 3—31.
2. Astrelin V.T. et al. Hot electron target interaction experiments at the GOL-3 facility. — Nuclear Fusion, 1997, vol. 37, № 11, p. 1541—1558.
3. Burdakov A.V. et al. Test of divertor materials under simulated ITER plasma disruption conditions at the GOL-3 facility. — J. of Nuclear Materials, 1994, vol. 212—215, Part B, p. 1345—1348.
4. Arzhannikov A.V. et al. Interaction of hot electron plasma with solids at the GOL-3 facility. — Fusion Technology, 1999, vol. 35, № 1Т, p. 146—150.
5. Shoshin A. et al. Study of plasma-surface interaction at the GOL-3 facility. — Fusion Eng. and Des., 2017, vol. 114, p. 157.
6. Vyacheslavov L. et al. In situ study of the processes of damage to the tungsten surface under transient heat loads possible in ITER. — J. of Nuclear Materials, 2021, vol. 544, p. 152669.
7. Золотарев К.В. и др. Работы с использованием синхротронного излучения в Новосибирском научном центре. — Известия Российской академии наук. Серия физическая, 2023, т. 87, № 5, с. 614—626.
8. Arakcheev A.S. et al. Dynamic observation of X-ray Laue diffraction on single-crystal tungsten during pulsed heat load. — J. of Synchrotron Radiation, 2019, vol. 26, p. 1644.
9. Bagryansky P.A. et al. Studies of plasma confinement and stability in a Gas dynamic trap: results of 2016—2018. — Plasma and Fusion Research, 2019, vol. 14, № 1, p. 2402030.
10. Поступаев В.В. и др. Изучение захвата и накопления быстрых ионов в предварительных экспериментах с атомарной инжекцией на установке ГОЛ-NB. — Физика плазмы, 2022, т. 48, № 11, с. 1005—1009.
11. Sudnikov A.V. et al. Plasma flow suppression by the linear helical mirror system. — J. of Plasma Physics, 2022, vol. 88, № 1, p. 905880102.
12. Bagryansky P. A. et al. Status of the experiment on magnetic field reversal at BINP. — AIP Conference Proceedings, 2016, vol. 1771, p. 030015.
13. Аржаников А.В. и др. Энергосодержание и спектральный состав потока субмиллиметрового излучения с длительностью 5 мкс, генерируемого в плазме при релаксации РЭП. — Физика плазмы, 2022, т. 48, № 106, с. 929—936.
14. Аржаников А.В. и др. Планарные ЛЭС терагерцового диапазона, основанные на использовании интенсивных параллельных ленточных пучков и внутрирезонаторного рассеяния волн. — Известия Российской академии наук. Серия физическая, 2019, т. 83, № 2, с. 187—193.
15. Сковородин Д.И. и др. Газодинамическая многопробочная ловушка ГДМЛ. — Физика плазмы, 2023, т. 49, № 9, с. 831—884.
16. Beklemishev A. et al. Novosibirsk Project of Gas-dynamic Multiple-Mirror Trap. — Fusion Science and Technology, 2013, vol. 63, № 1Т, p. 46—51.
17. Postupaev V.V. et al. Dynamics of electron distribution function in multiple mirror trap GOL-3. — Ibid., 2009, vol. 55, № 2Т, p. 144—146.
18. Postupaev V.V. et al. Experiments with «Thin» electron beam at GOL-3. — Ibid., 2011, vol. 59, № 1Т, p. 144—149.
19. Koidan V.S. et al. Multimirror open trap GOL-3: recent results. — Ibid., 2003, vol. 43, № 1Т, p. 30—36.
20. Аржаников А.В. и др. Исследование механизма быстрого нагрева ионов в многопробочной ловушке ГОЛ-3. — Физика плазмы, 2005, т. 31, № 6, с. 506—520.
21. Burdakov A. et al. Plasma heating and confinement in GOL-3 multimirror trap. — Fusion Science and Technology, 2007, vol. 51, № 2Т, p. 106—111.

22. **Burdakov A. et al.** Status and prospects of GOL-3 multiple mirror trap. — *Ibid.*, 2009, vol. 55, № 2Т, p. 63—70.
23. **Burdakov A.V. et al.** Use of pellet injection technology at GOL-3 for plasma fueling and plasma-surface interaction research. — *Ibid.*, 2007, vol. 51, № 2Т, p. 355—357.
24. **Полосаткин С.В. и др.** Спектроскопические исследования на установке ГОЛ-3 взаимодействия мощного плазменного потока с твердым телом. — *Приборы и техника эксперимента*, 2008, № 2, с. 100—107.
25. **Аржанников А.В. и др.** Измерение импульсных высоких давлений по сдвигу линий флуоресценции рубина. — *Там же*, 2006, № 2, с. 157—161.
26. **Garkusha I.E. et al.** Plasma-surface interaction during ITER transient events: simulation with QSPA Kh-50 and GOL-3 facilities. — *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Plasma Physics*, 2008, № 6, p. 58—60.
27. **Shoshin A.A. et al.** Plasma-Surface interaction during ITER type I ELMs: comparison of simulation with QSPA Kh-50 and the GOL-3 facilities. — *Fusion Science and Technology*, 2011, vol. 59, № 1Т, p. 57—60.
28. **Shoshin A.A. et al.** Structure modification of different graphite and glassy carbon surfaces under high power action by hydrogen plasma. — *Ibid.*, p. 268—270.
29. **Arzhannikov A.V. et al.** Surface modification and droplet formation of tungsten under hot plasma irradiation at the GOL-3. — *J. of Nuclear Materials*, 2013, vol. 438, p. S677—S680.
30. **Huber A. et al.** Investigation of the impact on tungsten of transient heat loads induced by laser irradiation, electron beams and plasma guns. — *Fusion Science and Technology*, 2013, vol. 63, № 1Т, p. 197—200.
31. **Huber A. et al.** Combined impact of transient heat loads and steady-state plasma exposure on tungsten. — *Fusion Eng. and Des.*, 2015, vol. 98—99, p. 1328—1332.
32. **Huber A. et al.** Impact on the deuterium retention of simultaneous exposure of tungsten to a steady state plasma and transient heat cycling loads. — *Physica Scripta*, 2016, vol. T167, p. 014046.
33. **Shoshin A.A. et al.** Comparison of tungsten modification after irradiation at different facilities for PSI studies. — *AIP Conference Proceedings*, 2016, vol. 1771, p. 060012.
34. **Shoshin A.A. et al.** Modification of preheated tungsten surface after irradiation at the GOL-3 facility. — *Fusion Eng. and Des.*, 2016, vol. 113, p. 66—70.
35. **Акентьев Р.Ю. и др.** Спектроскопический комплекс для исследования плазмы на установке ГОЛ-3. — *Приборы и техника эксперимента*, 2004, № 2, с. 98—104.
36. **Сорокина Н.В. и др.** Исследование состава примесей и эффективного заряда плазмы на установке ГОЛ-3. — *Физика плазмы*, 2015, т. 41, № 7, с. 573—579.
37. **Heat and Nuclear Load Specifications.** ITER\_D\_2LULDH, 2009.
38. **Vyacheslavov L. et al.** Novel electron beam based test facility for observation of dynamics of tungsten erosion under intense ELM-like heat loads. — *AIP Conference Proceedings*, 2016, vol. 1771, p. 060004.
39. **Kasatov A.A. et al.** Observation of dust particles ejected from tungsten surface under impact of intense transient heat load. — *Ibid.*, p. 060007.
40. **Vasilyev A.A. et al.** Observation of the tungsten surface damage under ITER-relevant transient heat loads during and after electron beam pulse. — *Ibid.*, p. 060013.
41. **Trunev Yu.A. et al.** Heating of tungsten target by intense pulse electron beam. — *Ibid.*, p. 060016.
42. **Vasilyev A.A. et al.** In-situ imaging of tungsten surface modification under ITER-like transient heat loads. — *Nuclear Materials and Energy*, 2017, vol. 12, p. 553—558.
43. **Vyacheslavov L.N. et al.** Observation of dust particles ejected from the tungsten surface by transient heat flux with small-angle scattering of cw laser light. — *Ibid.*, p. 494—498.
44. **Vyacheslavov L.N. et al.** Diagnostics of the dynamics of material damage by thermal shocks with the intensity possible in the ITER divertor. — *Physica Scripta*, 2018, vol. 93, p. 035602.
45. **Vasilyev A.A. et al.** Continuous laser illumination for in situ investigation of tungsten erosion under transient thermal loads. — *Fusion Eng. and Des.*, 2019, vol. 146, Part B, p. 2366—2370.
46. **Parker R. et al.** Plasma-wall interactions in ITER. — *J. of Nuclear Materials*, 1997, vol. 241—243, p. 1—26.
47. **Cherepanov D.E. et al.** In situ study of thermal shock damage to high-temperature ceramics. — *Nuclear Materials and Energy*, 2023, vol. 36, p. 101495.
48. **Черепанов Д.Е. и др.** Испытания покрытий из карбида бора импульсной тепловой нагрузкой, возможной в диверторной зоне токамака ИТЭР. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2024, т. 47, вып. 1, с. 89—98.
49. **Shoshin A. et al.** Properties of boron carbide ceramics made by various methods for use in ITER. — *Fusion Eng. and Des.*, 2019, vol. 146, part B, p. 2007—2010.
50. **Shoshin A. et al.** Qualification of boron carbide ceramics for use in ITER ports. — *IEEE Transactions on Plasma Science*, 2020, vol. 48, is. 6, p. 1474—1478.
51. **Бурдаков А.В. и др.** Изучение термического газовыделения материалов, используемых в высоковакуумных системах. — *Приборы и техника эксперимента*, 2022, № 3, с. 146—151.
52. **Shoshin A. et al.** Test results of boron carbide ceramics for ITER port protection. — *Fusion Eng. and Des.*, 2021, vol. 168, p. 112426.
53. **Sulyaev Yu.S. et al.** Engineering calculations and preparation for manufacturing of ITER equatorial port № 11. — *IEEE Transactions on Plasma Science*, 2020, vol. 48, is. 6, p. 1631—1636.
54. **Arakcheev A.S. et al.** Theoretical investigation of cracks formation in tungsten after heat loads. — *J. of Nuclear Materials*, 2015, vol. 463, p. 246—249.

55. **Arakcheev A.S. et al.** Calculation of cracking under pulsed heat loads in tungsten manufactured according to ITER specifications. — *Ibid.*, vol. 467, part 1, p. 165—171.
56. **Arakcheev A.S. et al.** Modeling of crack formation after pulse heat load in ITER-grade tungsten. — *AIP Conference Proceedings*, 2016, vol. 1771, p. 060010.
57. **Arakcheev A.S. et al.** Shape evolution of surface molten by electron beam during cooling stage. — *Fusion Eng. and Des.*, 2018, vol. 128, p. 154—157.
58. **Lazareva G.G. et al.** Calculation of heat sink around cracks formed under pulsed heat load. — *J. of Physics: Conference Series*, 2017, vol. 894, p. 012120.
59. **Lazareva G.G. et al.** Numerical model of high-power transient heating of tungsten with considering of various erosion effects. — *Ibid.*, 2018, vol. 1103, p. 012001.
60. **Popov V.A. et al.** Theoretical modeling of shielding for plasma flow and electron beam heating. — *AIP Conference Proceedings*, 2016, vol. 1771, p. 060009.
61. **Arakcheev A.S. et al.** Two-dimensional numerical simulation of tungsten melting in exposure to pulsed electron beam. — *Fusion Eng. and Des.*, 2018, vol. 132, p. 13—17.
62. **Popov V.A. et al.** Theoretical simulation of the closed currents near non-uniformly strongly heated surface of tungsten due to thermomf. — *Physics of Plasmas*, 2022, vol. 29, № 3, p. 033503.
63. **Arakcheev A.S. et al.** Applications of synchrotron radiation scattering to studies of plasma facing components at Siberian Synchrotron and Terahertz Radiation Centre. — *AIP Conference Proceedings*, 2016, vol. 1771, p. 060003.
64. **Аракчеев А.С. и др.** Моделирование взаимодействия плазмы с первой стенкой термоядерного реактора — измерения остаточных механических напряжений в вольфраме после облучения на установке ГОЛ-3. — *Журнал структурной химии*, 2016, т. 57, № 7, с. 1389.
65. **Arakcheev A.S. et al.** Status of dynamic diagnostics of plasma material interaction based on synchrotron radiation scattering at the VEPP-4 beamline 8. — *Physics Procedia*, 2016, vol. 84, p. 184—188.
66. **Tolochko V.P. et al.** X-Ray diffractometry with synchrotron radiation for exploration of fast processes in solids with nanosecond time resolution. — *Журнал прикладной спектроскопии*, 2016, т. 83, № 6—16, с. 683—684.
67. **Balash I. et al.** Measurement of the residual stresses dynamics in tungsten during heating. — *AIP Conference Proceedings*, 2020, vol. 2299, p. 040006.
68. **Балаш И.И. и др.** Влияние поверхностных трещин и текстуры на остаточные напряжения в вольфраме после воздействия плазмы. — *Известия Российской академии наук. Серия физическая*, 2023, т. 87, № 5, с. 692—695.
69. **Кузьмин Е.И., Шиховцев И.В.** Геликонный источник плотной плазмы для линейных плазменных установок. — *Физика плазмы*, 2021, т. 47, № 6, с. 507—517.



Андрей Алексеевич Шошин, с.н.с., к.ф.-м.н.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия; НГТУ, 630073 Новосибирск, пр-т К. Маркса 20, Россия  
A.A.Shoshin@inp.nsk.su



Александр Владимирович Бурдаков, г.н.с., д.ф.-м.н.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГТУ, 630073 Новосибирск, пр-т К. Маркса 20, Россия  
A.V.Burdakov@inp.nsk.su



Игорь Васильевич Кандауров, н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия  
I.V.Kandaurov@inp.nsk.su



Александр Александрович Касатов, н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия  
A.A.Kasatov@inp.nsk.su



Сергей Романович Казанцев, м.н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; ИХТТМ СО РАН, 630090 Новосибирск, ул. Кутателадзе 18, Россия; ЦКП «СКИФ», 630559 Новосибирская область, р.п. Кольцово, пр-т Никольский 1, Россия  
s.kazantsev@alumni.nsu.ru



Илья Ильич Балаш, инженер-исследователь; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; ИХТТМ СО РАН, 630090 Новосибирск, ул. Кутателадзе 18, Россия  
ilyabalash@yandex.ru



Владимир Андреевич Попов, м.н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия  
V.A.Popov@inp.nsk.su



Георгий Андреевич Рыжков, инженер-исследователь; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия  
ryzhkov.george98@gmail.com



Дмитрий Евгеньевич Черепанов, инженер-исследователь; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия  
PD.E.Cherepanov@inp.nsk.su



Евгений Игоревич Кузьмин, н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия  
E.I.Kuzmin@inp.nsk.su



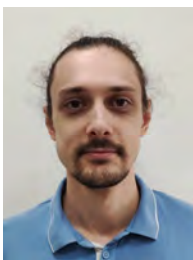
Сергей Викторович Полосаткин, с.н.с., к.ф.-м.н.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия; НГТУ, 630073 Новосибирск, пр-т К. Маркса 20, Россия  
S.V.Polosatkin@inp.nsk.su



Иван Анатольевич Иванов, с.н.с., к.ф.-м.н.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия  
I.A.Ivanov@inp.nsk.su



Алексей Сергеевич Аракчеев, с.н.с., к.ф.-м.н.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия  
asarakcheev@gmail.com



Александр Александрович Васильев, м.н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия

Статья поступила в редакцию 15 января 2024 г.

После доработки 16 января 2024 г.

Принята к публикации 17 января 2024 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 65—75.

УДК 533.924, 004.942

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ДВИЖЕНИЯ РАСПЛАВЛЕННОГО МЕТАЛЛИЧЕСКОГО СЛОЯ В УСЛОВИЯХ, ХАРАКТЕРНЫХ ДЛЯ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В ИТЭР

И.А. Алябьев<sup>1,2</sup>, В.Ю. Цыбенко<sup>2</sup>, И.М. Позняк<sup>1,2</sup>, Е.З. Бирюлин<sup>1,2</sup>, З.И. Новоселова<sup>1,2</sup>,  
Е.Д. Федулаев<sup>1,2</sup>, А.Б. Путрик<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Московский физико-технический институт (национальный исследовательский университет), МО, Долгопрудный, Россия

<sup>2</sup>ГНЦ РФ Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований, Москва, Троицк, Россия

<sup>3</sup>Частное учреждение «Проектный центр ИТЭР», Москва, Россия

В ходе работы термоядерного реактора ИТЭР защитные покрытия дивертора и первой стенки будут подвергаться интенсивному плазменно-тепловому воздействию. Одним из основных механизмов разрушения металлических защитных покрытий является перемещение расплавленного слоя по их поверхности. Для развития представлений о происходящих при этом физических процессах требуются разработка и проверка численных моделей. Данная работа посвящена разработке модели движения металлического расплавленного слоя под действием интенсивного плазменного потока. Численные расчёты основаны на экспериментальных данных, полученных на квазистационарном сильноточном плазменном ускорителе КСПУ-Т. Движение расплава в модели описывается системой связанных уравнений теплопроводности и Навье—Стокса. При наличии внешнего магнитного поля к системе добавлялись уравнения Максвелла. На металлическую мишень воздействует импульсный плазменный поток с заданным распределением мощности и давления по пространству и во времени. Плазменное воздействие вызывает плавление поверхностного слоя материала и его движение. В модели учитывались зависимость теплофизических свойств материала от температуры и процесс испарения вещества с поверхности. В результате моделирования получено перемещение расплава при различных значениях мощности плазменного потока, падающего на поверхность. Показано, что наблюдаемое в эксперименте перемещение расплава не объясняется действием одного лишь градиента давления плазмы. В численную модель введена сила трения плазмы о поверхностный слой расплава, благодаря чему получено качественное совпадение результатов расчётов с экспериментальными данными. Помимо этого, в модели учтено магнитное поле, а также исследовано влияние динамики импульса давления торможения и мощности плазменно-теплового воздействия на результирующий профиль поверхности мишени.

**Ключевые слова:** ИТЭР, КСПУ-Т, плазменные ускорители, численное моделирование, течение расплава, эрозия материалов, защитные покрытия.

## NUMERICAL SIMULATION OF MELT METAL LAYER MOVEMENT UNDER CONDITIONS RELEVANT TO ITER TRANSIENT REGIMES

I.A. Aliabev<sup>1,2</sup>, V.Yu. Tsybenko<sup>2</sup>, I.M. Poznyak<sup>1,2</sup>, E.Z. Biryulin<sup>1,2</sup>, Z.I. Novoselova<sup>1,2</sup>, E.D. Fedulaev<sup>1,2</sup>, A.B. Putrik<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Moscow Institute of Physics and Technology, Moscow region, Dolgoprudny, Russia

<sup>2</sup>State Research Center of Russian Federation Troitsk Institute for Innovation & Fusion Research, Moscow, Troitsk, Russia

<sup>3</sup>Institution «Project Center ITER», Moscow, Russia

Armour materials of ITER divertor and the first wall will be subjected to intense plasma-thermal impacts during the reactor operation. The most prevalent type of armour erosion is due to displacement of melt surface layer. In order to obtain solid interpretations of physical processes, development and verification of numerical models are required. The aim of this article is to outline initial development of a numerical model, which describes movement of a metal molten layer under the impact of intense plasma stream. Numerical calculations are based on experimental data obtained on the quasi-stationary high current plasma accelerator QSPA-T. The movement of molten metal is described by a system of coupled heat transfer and Navier-Stokes equations. In case of accounting external magnetic field, Maxwell's equations are included in the system. It is assumed that a metal target is exposed to pulsed plasma stream with a specified distribution of power and pressure in space and time. Plasma exposure causes melting and subsequent movement of the surface layer of the material. Thermophysical properties of the metal are considered as temperature dependent. Material evaporation from exposed surface is taken into account in the model. The metal layer displacement was obtained for a range of plasma stream power values. It is shown that the melt movement observed in the experiment cannot be explained by the action of the plasma pressure gradient alone. The friction force between near-surface plasma and melt metal was implemented into numerical model, whereby quantitative agreement between calculation results and experimental data was achieved. Magnetic field conditions were applied in the model. Influence of both stagnation pressure and power dynamics on the resulting profile of the target surface was studied.

**Key words:** ITER, QSPA-T, plasma accelerators, numerical simulation, material erosion, melt motion, armour material.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-76-88

## ВВЕДЕНИЕ

В современных термоядерных установках вольфрам, бериллий и другие металлы рассматриваются в качестве основных материалов защитных покрытий вакуумной камеры. В ходе работы термоядерного реактора ТЯР они будут подвергаться интенсивному плазменно-тепловому воздействию. Наиболее мощные нагрузки на поверхность будут приходиться во время переходных процессов, связанных с нестабильностью плазменного шнура, — срывов тока, периферийной локальной неустойчивости (ELM), вертикальных смещений плазменного шнура, генерации убегающих электронов. Порог плавления вольфрама составляет  $45\text{—}50\text{ МДж}/(\text{м}^2\cdot\text{с}^{0.5})$ , для бериллия он равен  $28\text{ МДж}/(\text{м}^2\cdot\text{с}^{0.5})$ . Оценка фактора теплового воздействия при ELM-событиях в ИТЭР составляет  $15\text{—}300\text{ МДж}/(\text{м}^2\cdot\text{с}^{0.5})$ , при срывах —  $90\text{—}2100\text{ МДж}/(\text{м}^2\cdot\text{с}^{0.5})$  [1]. Это означает, что во время переходных процессов возможны плавление и усиленная эрозия защитных покрытий. Эрозия определяет ресурс первой стенки и режим горения топлива в ТЯР, поэтому требуется её тщательное изучение.

Плазменно-тепловые нагрузки на стенку современных токамаков (JET, EAST, AUG и др.) не достигают значений, ожидаемых в ИТЭР. Поэтому исследования воздействия интенсивных потоков тепла и частиц на макеты защитных покрытий вакуумной камеры ИТЭР проводятся на специальных стендах: линейных плазменных установках (Magnum-PSI, Pilot-PSI, JULE-PSI), ионных (RHEPP-1, MARION) и электронных пучках (JUDITH, IDTF, JEBIS), плазменных ускорителях (КСПУ-Т, МК-200UG, PLADIS), лазерах и других.

По некоторым характеристикам плазменные потоки, получаемые на ускорителях плазмы, близки к ожидаемым в ИТЭР. В проведённых ранее экспериментах по исследованию эрозии материалов на КСПУ-Т показано [2], что основным механизмом разрушения металлических защитных покрытий является уменьшение их толщины за счёт течения расплава. Поверхность имела развитую структуру после облучения. На ней образовывались волны, формировались струи застывшего металла либо наблюдалась бугристая поверхность (рис. 1).

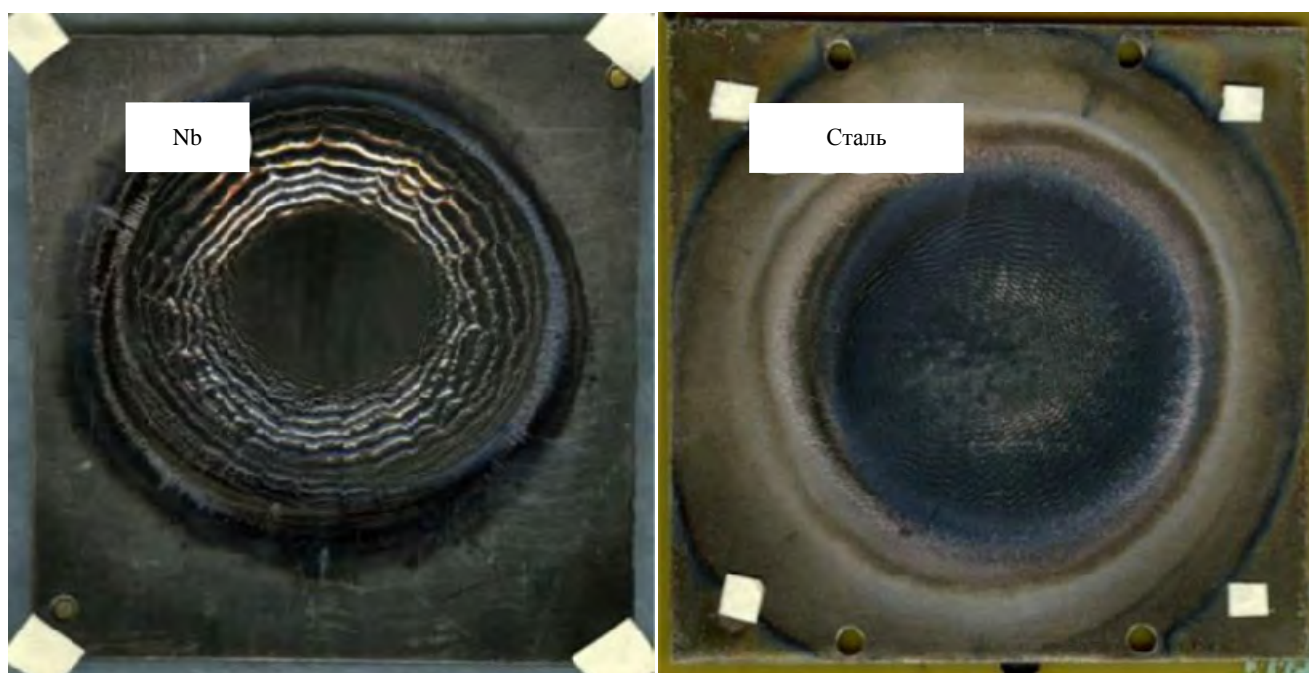


Рис. 1. Внешний вид мишеней после интенсивного плазменного воздействия

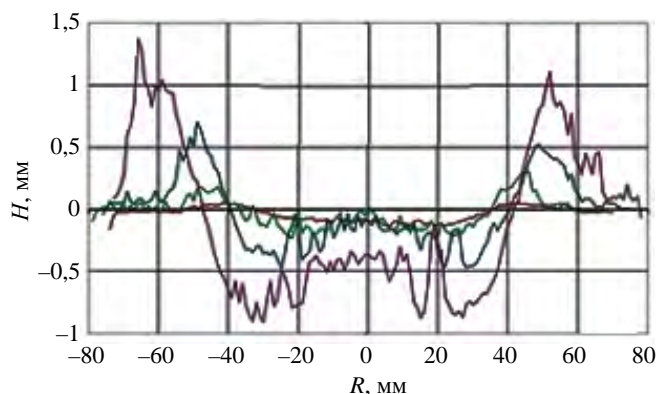


Рис. 2. Рельеф поверхности стальной мишени в зависимости от тепловой нагрузки  $Q$  при многократном облучении: 50 экспериментов, 1,1 МДж/м<sup>2</sup> (—); 25 экспериментов, 1,6 (—), 1,9 (—), 2,5 МДж/м<sup>2</sup> (—)

ется создание численной модели, описывающей движение расплавленного металлического слоя под действием интенсивного плазменного потока ускорителя КСПУ-Т.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ТЕХНИКА

В данной статье при построении модели движения расплава используются результаты экспериментов, проведённых на сильноточном квазистационарном плазменном ускорителе КСПУ-Т (АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ»).

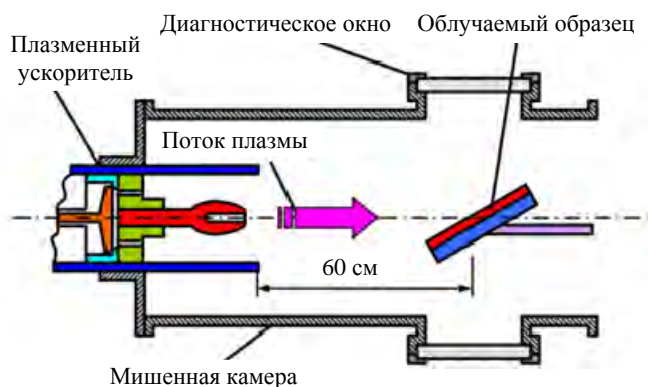


Рис. 3. Схема эксперимента на плазменном ускорителе КСПУ-Т

Длительность потока $t$ , мс . . .	0,25—0,6*
Плотность энергии $Q$ , МДж/м <sup>2</sup> . . .	0,2—5*
Плотность мощности $W$ , ГВт/м <sup>2</sup> . . .	0,5—20*
Фактор теплового воздействия $F_{\text{НФ}}$ , МДж/(м <sup>2</sup> ·с <sup>0,5</sup> ) . . .	10—200*
Энергия ионов $E_i$ , кэВ . . .	0,01—0,5
Плотность плазмы $n$ , м <sup>-3</sup> . . .	(1—10)10 <sup>22</sup>
Давление плазмы $P$ , Па . . .	(1—10)10 <sup>5</sup>
Диаметр потока $D$ , см . . .	6—7*

Для численного моделирования движения расплава необходимо знать пространственное и временное распределение плотности мощности и давления плазменного потока, падающего на поверхность. Исходя из данных энергетических измерений [3], распределение плотности мощности и энергии вдоль поверхности облучаемого образца описывается гауссовым профилем

$$w_e = w_e^0 \exp\left(-\frac{x^2}{2\sigma_x^2} - \frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right), \quad (1)$$

где  $\sigma_x$  и  $\sigma_y$  — характерные размеры плазменного потока (3 см);  $w_e^0 = q_e^0/\tau = 1—10$  ГВт/м<sup>2</sup> — плотность мощности на оси потока;  $\tau = 0,2—0,6$  мс — характерная длительность воздействия;  $q_e^0 = 0,6—1,9$  МДж/м<sup>2</sup> — величина плотности энергии в центре потока. При моделировании распределение давления плазменного потока по облучаемой поверхности задаётся аналогично тепловому распределению:

На поверхности мишеней образовывался кратер эрозии. Глубина и радиус кратера увеличивались при увеличении тепловой нагрузки (рис. 2). Кроме того, глубина линейно возрастала с числом плазменных воздействий.

В работе [2] показано, что течение расплава — основной механизм эрозии макетов защитных покрытий при воздействии интенсивных потоков плазмы в экспериментах на установке КСПУ-Т. Для развития представлений о физических процессах, происходящих при воздействии горячей плазмы на материалы, требуются разработка и проверка численных моделей эрозии путём сравнения результатов расчёта с экспериментальными данными. Целью данной работы является

$$P_e = P_e^0 \exp\left(-\frac{x^2}{2\sigma_x^2} - \frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right). \quad (2)$$

Временная зависимость плотности мощности и давления плазменного потока задаётся в соответствии с мощностью, вкладываемой в разряд, которая представлена на рис. 4.

Для исследования влияния магнитного поля на эрозию материалов за счёт течения расплава в экспериментах на КСПУ-Т используется сборка из постоянных неодимовых магнитов, расположенных за поверхностью мишеней, либо система катушек Гельмгольца. Величина магнитного поля вблизи поверхности достигает  $\approx 0,1$  Тл в случае с магнитами,  $\approx 1$  Тл для катушек.

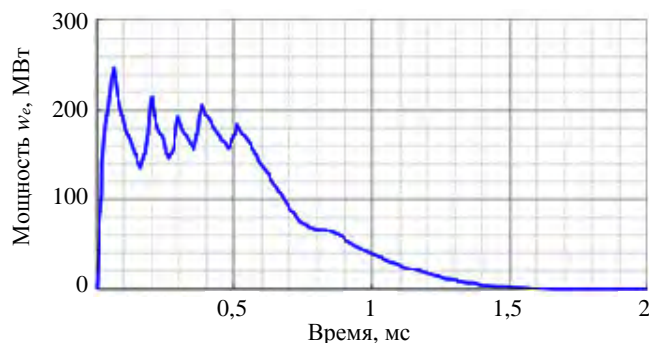


Рис. 4. Временная зависимость мощности, вложенной в разряд КСПУ-Т [6]

### ОПИСАНИЕ ЧИСЛЕННОЙ МОДЕЛИ

Модель включает в себя систему уравнений Максвелла, теплопроводности и гидродинамики. Уравнение теплопроводности записывается в виде

$$\rho C_p^{eq} \frac{\partial T}{\partial t} + \rho C_p^{eq} U \nabla T = \nabla(k \nabla T), \quad (3)$$

где  $\rho$  — плотность, кг/м<sup>3</sup>;  $C_p^{eq}$  — удельная теплоёмкость, Дж/(кг·К) [7];  $k$  — коэффициент теплопроводности, Вт/мК;  $T$  — температура, К;  $U$  — скорость течения расплава, м/с;  $t$  — время, с. На поверхность мишени, обращённую к плазме, воздействуют два фактора: поток тепла с плотностью мощности, заданной формулой (1), и поток тепла, связанный с потерями вследствие испарения:

$$w_v = -H_v \sqrt{\frac{\mu}{2\pi RT}} P_v, \quad (4)$$

где  $\mu$  — молярная масса, г/моль;  $R$  — универсальная газовая постоянная; Дж/(моль·К);  $H_v$  — удельная теплота испарения, Дж/кг. Давление, обусловленное испарением металла, описывается формулой [8]

$$P_v = \frac{1}{2}(1 + \beta) P_0 \exp\left(\frac{H_v \mu}{R} \left(\frac{1}{T_v} - \frac{1}{T}\right)\right), \quad (5)$$

где  $\beta$  — доля испаренных частиц, вернувшихся в расплав;  $P_0$  — атмосферное давление;  $T_v$  — температура испарения при атмосферном давлении. Полагаем, что испарение происходит в вакуум, а эффект паровой экранировки [9] отсутствует, поэтому  $\beta = 0$ .

Массовая скорость испарения — масса испаряющегося вещества в данной точке с единицы поверхности за единицу времени также зависит от давления [8]:

$$M_v = -\sqrt{\frac{\mu}{2\pi RT}} P_v. \quad (6)$$

Границы мишени, не обращённые к плазме, считаются теплоизолированными:  $\frac{\partial w}{\partial x} = 0$ . Начальная температура мишени одинакова по всему объёму и равняется  $T_0 = 300$  К.

Материал мишени считается несжимаемой жидкостью, его ламинарное движение описывается системой уравнений гидродинамики:

$$\begin{cases} \rho \frac{\partial U}{\partial t} + \rho(U \nabla) U = -\nabla p + \eta \Delta U + F_D + F_P + F_B + \rho g + \gamma \kappa l + \nabla_s \gamma; \\ \rho(U \nabla) = 0, \end{cases} \quad (7)$$

где  $p$  — давление, Па;  $\eta$  — вязкость, Па·с;  $\kappa$  — кривизна границы жидкость—газ, 1/м;  $\gamma$  — коэффициент поверхностного натяжения, Н/м;  $g$  — ускорение свободного падения, м/с<sup>2</sup>;  $F_B$  — сила Ампера;  $F_P$  — сила трения плазменного потока о поверхность расплава;  $F_D$  — сила Дарси.

На поверхность мишени действуют давление торможения плазмы  $P_e$ , давление испаряющегося металла  $P_v$  и давление, обусловленное поверхностным натяжением и термокапиллярной конвекцией:

$$(-\nabla p + \eta \Delta U)n = -(P_v + P_e)n + \gamma \kappa n + \frac{\partial \gamma}{\partial T} \nabla_s T, \quad (8)$$

где  $n$  — нормаль к границе раздела жидкость—газ;  $\nabla_s T = \nabla T - n(n \nabla T)$  — градиент температуры вдоль границы.

Поверхность мишени, на которую падает плазменный поток, задаётся как свободная поверхность, остальные границы являются непроницаемыми жёсткими стенками, проскальзывание жидкости вдоль них отсутствует. В начальный момент времени материал мишени неподвижен  $U = 0$ .

Магнитные поля в модели рассчитывались согласно системе уравнений Максвелла, записанной в форме для векторного  $\mathbf{A}$  и скалярного  $V$  потенциалов электромагнитного поля:

$$\begin{cases} \nabla \times \mathbf{H} = \mathbf{J}; & \mathbf{E} = -\nabla V - \frac{\partial \mathbf{A}}{\partial t}; \\ \mathbf{B} = \nabla \times \mathbf{A}; \\ \mathbf{J} = \sigma_e (\mathbf{E} + \mathbf{U} \times \mathbf{B}); & \nabla \cdot \mathbf{J} = 0. \end{cases} \quad (9)$$

Здесь  $B$  — магнитная индукция, Тл;  $H$  — напряжённость магнитного поля, А/м;  $E$  — напряжённость электрического поля, В/м;  $J$  — плотность тока, А/м<sup>2</sup>;  $\sigma_e$  — удельная проводимость, См·м<sup>-1</sup>. Нагрев металла электромагнитным полем и термоэлектрический эффект в расчёте не учитывались.

Расчёт проводится в осесимметричной геометрии. В начальный момент времени мишень находится в однородном магнитном поле, направленном вдоль оси  $z$ . Электрическое поле имеет нулевое значение: скалярный потенциал во всём объёме  $V = 0$ . Векторный потенциал задан на границе расчётной области:

$$\mathbf{A} = \begin{pmatrix} 0 \\ \frac{1}{2} B_z r \\ 0 \end{pmatrix}. \quad (10)$$

В расчётах величина  $B_z$  варьировалась в диапазоне от 0 до 4 Тл. Потенциалу (11) соответствует вектор индукции магнитного поля

$$\mathbf{B} = \begin{pmatrix} 0 \\ 0 \\ B_z \end{pmatrix}. \quad (11)$$

В работах [10, 11] было выдвинуто предположение, что за движение расплава отвечает тангенциальная сила трения со стороны плазменного потока, растекающегося вдоль поверхности мишени. Предлагались различные механизмы передачи импульса от плазмы к расплаву: за счёт вязкого трения и за счёт давления на подветренную сторону металлических волн, формирующихся на поверхности.

В описываемой численной модели сила трения плазмы о расплав задана как объёмная сила, действующая в жидком поверхностном слое глубиной  $\lambda \approx 1$  мкм. Она пропорциональна динамическому давлению приповерхностного слоя плазмы  $P_e^d = P_e - P_e^0$ :

$$\mathbf{F}_p = K P_e^d f_i(T) Hf \left( z - \left( dz - \frac{\lambda}{2} \right), \frac{\lambda}{2} \right), \quad (12)$$

где  $K \approx 10^3$ — $10^4$  м<sup>-1</sup> — численный параметр, отвечающий за коэффициент трения;  $dz$  — перемещение поверхности относительно начального положения;  $f_i(T) = Hf(T - (T_m - dT), dT)$  — функция, определяющая долю расплава при температуре  $T$ ;  $dT$  — «полуширина» фазового перехода;  $Hf$  — сглаженная функ-

ция Хевисайда. Значение  $f_l$  обращается в 1, когда  $T$  достигает температуры плавления  $T_m$ . Произведение коэффициента  $K$  и глубины  $\lambda$  отвечает за величину силы трения плазмы о поверхность.

Граница фазового перехода твёрдое тело—расплав в модели задаётся неявно. Для моделирования фазового перехода используется метод эквивалентной теплоёмкости [7]

$$C_p^{eq} = C_p^s + (C_p^l - C_p^s)Hf(T - T_m, dT) + H_m \exp\left(\frac{-(T - T_m)^2}{\sqrt{\pi}dT^2}\right), \quad (13)$$

где  $C_p^s$  и  $C_p^l$  — теплоёмкость в твёрдой и жидкой фазах соответственно;  $H_m$  — удельная теплота плавления.

В расчётах учитывались температурные зависимости не только теплоёмкости, но и остальных физических свойств материала: плотности, теплопроводности, проводимости, теплоёмкости, вязкости. Их непрерывность вблизи границы фазового перехода моделировалась с помощью выражения  $a$ ,  $a = \rho, k, \mu, \sigma$ .

В модели принято, что металл при температуре ниже температуры плавления является жидкостью с очень высокой вязкостью  $\mu_s = 200$  Па·с. Чтобы подавить движение в твёрдой фазе, используется демпфирующая сила Дарси  $F_D = -C(1 - f)U$ , где  $C$  — константа  $C \approx 10^{12}$ . При температуре  $T < T_m$  сила Дарси велика и демпфирует всякое движение, при  $T \geq T_m$  она перестаёт действовать.

Для расчёта движения свободной поверхности металла, находящейся в контакте с плазмой, используется метод дополнительного Лагранжа—Эйлера (ALE) [12] с подвижной сеткой. Этот метод применяется для определения перемещения границ расчётной области вследствие деформации и испарения материала. Для сглаживания сетки при работе с методом ALE реализованы метод гиперэластичного сглаживания и методы Йоо, Уинслоу и Лапласа [13].

Расчёты проводились в двумерной осесимметричной геометрии. Радиус расчётной области составляет 5—7 см, её толщина лежит в диапазоне от 0,2 до 0,5 мм (в зависимости от тепловой нагрузки и глубины проплавления). В модели использована прямоугольная расчётная сетка. В радиальном направлении шаг сетки не меняется и составляет 50 мкм. В направлении оси симметрии расстояние между узлами сетки увеличивается с глубиной от 0,1 до 10 мкм. Это обосновано тем, что характерная глубина кратера эрозии, определяемая течением расплава, составляет 0,1—10 мкм, а характерная глубина проплавления 100 мкм.

## РЕЗУЛЬТАТЫ МОДЕЛИРОВАНИЯ

В работе [2] представлены экспериментальные результаты по исследованию воздействия интенсивного потока водородной плазмы на мишени из нержавеющей стали AISI 316. Эксперименты проводились на плазменном ускорителе КСПУ-Т. Для проверки численной модели расчёты были выполнены в условиях, приближенных к экспериментальным: материал мишени — нержавеющая сталь AISI 316,  $P_e^o = 1$  атм.,  $q_e^o = 0,6$  МДж/м<sup>2</sup>,  $\tau = 0,5$  мс,  $B_z = 0$ . В качестве причин движения расплава выступали радиальный градиент плазменного давления и давление отдачи паров испаренного вещества мишени.

Анализ результатов показывает, что кратер эрозии на поверхности мишени, полученный в расчётах (рис. 5), не соответствует по форме и амплитуде кратеру эрозии в экспериментах (см. рис. 1). Глубина

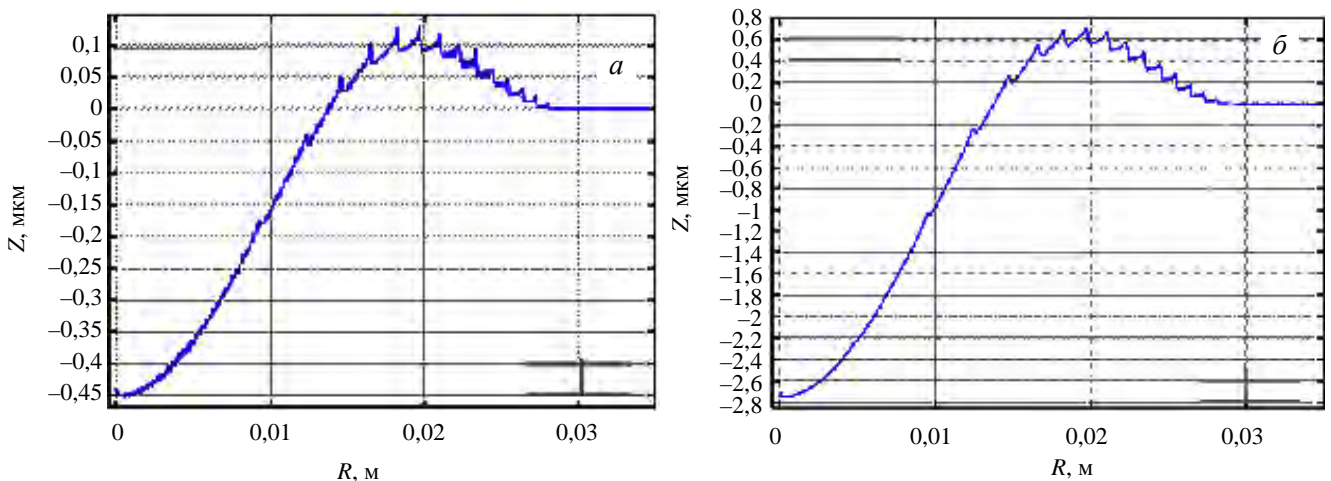


Рис. 5. Профиль поверхности стальной мишени после плазменных воздействий — результат расчёта с учётом плазменного давления и давления отдачи паров испаренного вещества мишени,  $P_e^o = 1$  атм.,  $q_e^o = 0,6$  МДж/м<sup>2</sup>,  $\tau = 0,5$  мс: а — одно воздействие; б — шесть воздействий

кратера  $h$  в расчётах составляет 0,01—0,1 мкм, в то время как в экспериментах  $h = 1—10$  мкм. При давлении торможения плазмы на оси потока 1—6 атм. оценка скорости движения расплава в эксперименте  $V_{\max}$  даёт  $\approx 1—10$  м/с, расчётные значения  $V_{\max}$  при этом  $\approx 0,1$  м/с. Численная модель подтверждает сделанный в работе [2] вывод, что один лишь градиент давления плазмы не способен обеспечить наблюдаемый в эксперименте перенос вещества по поверхности мишени. Помимо этого, установлено, что давление отдачи испаряющегося металла сравнимо по величине с давлением налетающего на мишень плазменного потока.

В ходе расчётов обнаружено образование волновой структуры на поверхности мишени, что также наблюдается в экспериментах [2]. Волны появляются в результате первого плазменного воздействия, при дальнейших облучениях их амплитуда нарастает, но перемещение вдоль поверхности не происходит. Анализ динамики движения расплава показал, что волнообразная структура на поверхности возникла на периферии кратера эрозии в связи с натеканием расплава на твёрдую поверхность. Рост глубины кратера от числа плазменных воздействий оказался линейным, как было показано в проведённых ранее экспериментах [2].

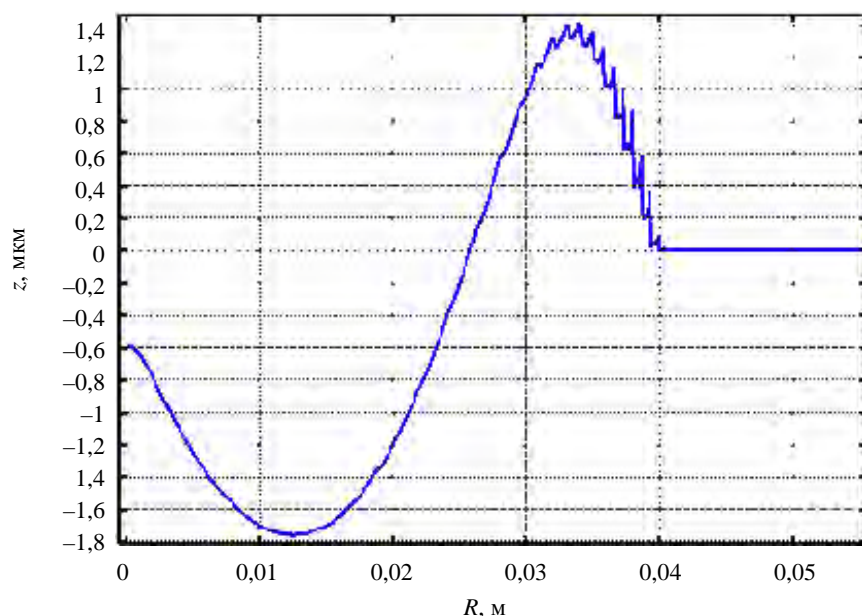


Рис. 6. Профиль поверхности мишени из нержавеющей стали AISI 316 после однократного облучения плазмой — результат расчёта с учётом тангенциальной силы,  $P_e^0 = 1$  атм.,  $q_e^0 = 0,6$  МДж/м<sup>2</sup>,  $\tau = 0,5$  мс,  $K = 10^4$  м<sup>-1</sup>,  $\lambda = 10$  мкм

Чтобы добиться лучшего соответствия результатам экспериментов [5], в модель введена тангенциальная сила трения (12), действующая со стороны плазменного потока на расплав. Величины эффективного объёмного коэффициента трения  $K$  и глубины действия силы  $\lambda$  подбирались таким образом, чтобы получить максимальное совпадение по форме кратера и скорости течения расплава. По порядку величины этого удалось добиться (рис. 6).

Видно, что на оси плазменного потока присутствует

характерное возвышение — поверхность расплава покрыта волнами. Максимальная глубина кратера  $h$  растёт линейно с числом плазменных воздействий.

В экспериментах на КСПУ-Т на поверхности мишеней наблюдалось образование кольцевых волн, вытянутых к периферии струй или бугров [2]. К образованию струй и волн приводят гидродинамические неустойчивости при течении расплава [10]. Для моделирования этих явлений проведён расчёт в трёхмерной геометрии. Расчётная область представляла собой сектор шириной до 8 мм, длиной до 4 см и толщиной 0,5 мм, вырезанный от центра вдоль радиуса мишени.

Причиной возникновения гидродинамических неустойчивостей предполагалась неоднородность обтекающей мишень плазменного потока. Вариация плотности мощности и давления торможения плазмы в азимутальном направлении приводит к неравномерному плавлению и течению материала мишени. В области меньшего нагрева участок фронта жидкометаллической волны будет запаздывать по отношению к участку фронта с большей температурой. Это приведёт к вытягиванию фронта в радиальном направлении и образованию струй.

В трёхмерной задаче вводилось распределение тепловой мощности  $w_e$  и давления  $P_e$  с плавным снижением (на 10—15%) по боковым краям расчётного элемента (рис. 7, а, б). Результирующее смещение расплава показано на рис. 7, в. Наблюдается усиленный вынос расплава вдоль центра элемента, но он не настолько выражен, чтобы это приводило к формированию струй как в экспериментах [2].

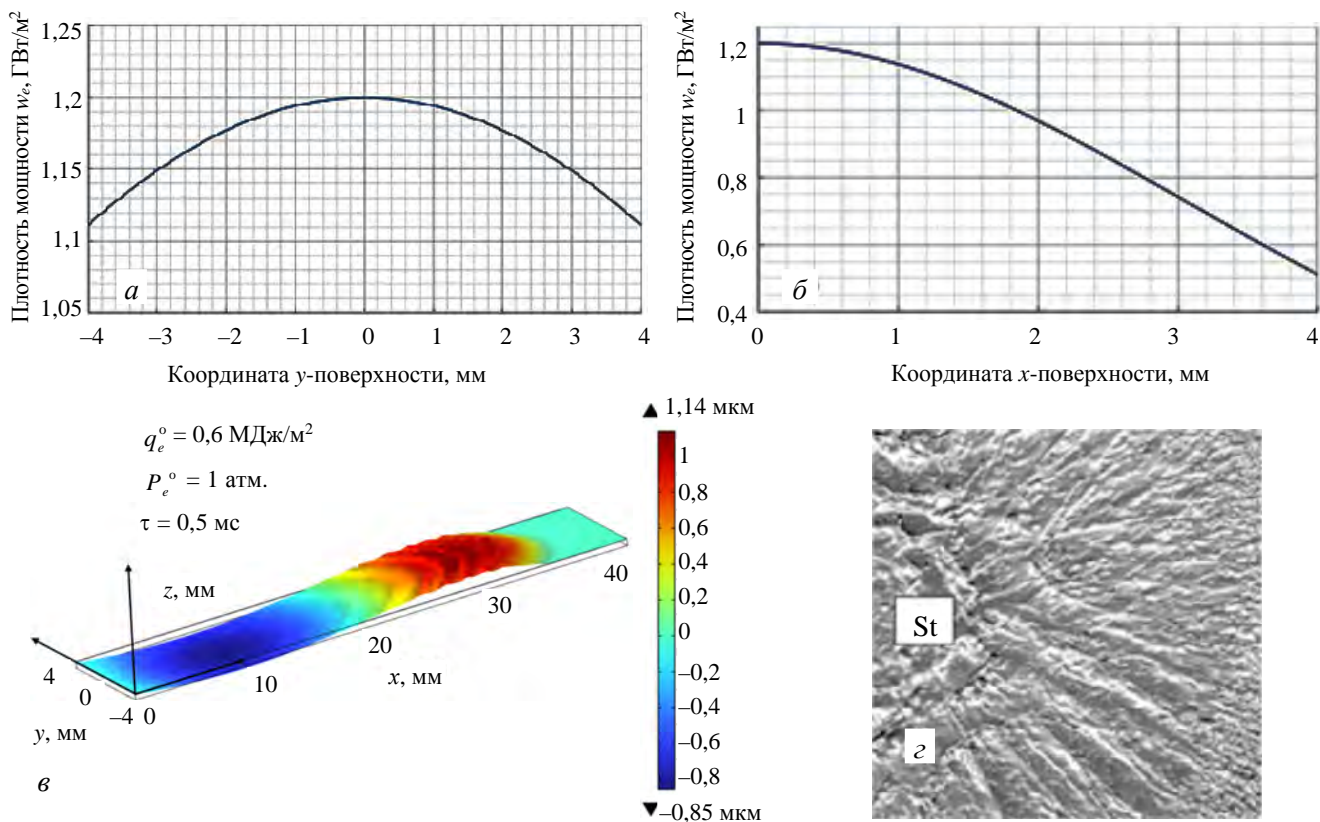


Рис. 7. Распределение плотности мощности поперёк (а) и вдоль (б) сектора мишени, профиль стальной мишени после однократного облучения (в), поверхность стальной мишени после 25 плазменных воздействий (з)

Последующие расчёты проводились для бериллия [14], поскольку он выбран в качестве обращённого к плазме защитного покрытия первой стенки ИТЭР и обладает более определёнными теплофизическими свойствами, чем сталь.

Чтобы определить, какой из параметров — глубина действия силы  $\lambda$  или эффективность передачи импульса от плазмы к расплаву  $K$  в большей степени влияет на эрозию, проведено исследование зависимости глубины кратера эрозии  $h$  и скорости движения расплава  $V_{\max}$  от  $\lambda$  и  $K$ . Установлено, что увеличение  $h$  и  $V_{\max}$  линейно по  $K$  при фиксированном  $\lambda$ . При фиксированном  $K$  рост  $h$  и  $V_{\max}$  также линейен по  $\lambda$ . При постоянном произведении  $\lambda$  на  $K$   $h$  и  $V_{\max}$  постоянны (рис. 8).

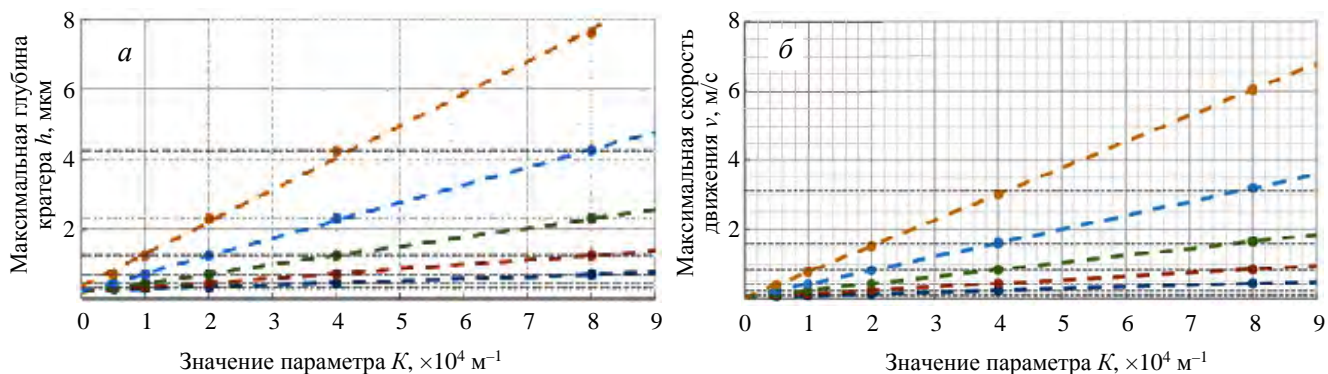


Рис. 8. Параметры эрозии бериллиевой мишени после плазменного воздействия,  $q_e^0 = 1,1$  МДж/м<sup>2</sup>,  $P_e^0 = 1,5$  атм.,  $\tau = 0,5$  мс: а — глубина кратера; б — скорость течения;  $\lambda$  равна: — 0,5, — 1, — 2, — 4, — 8 мкм

Анализ влияния типа сглаживания, применённого в методе ALE, показал, что методы дают одинаковый результат с погрешностью 5—10% для скорости движения расплава  $V_{\max}$ , глубины  $h$  и радиуса  $r$  кратера эрозии (табл. 1). Машинное время  $t$ , затраченное на решение задачи разными методами, отличается более чем на 30%. Расчёты проводились на рабочей станции со следующими характеристиками: CPU AMD Ryzen 3990X (один процессор, 2,9 ГГц, 20 ядер) и 80 Гб RAM. В дальнейшем использовался метод Уинслоу как наиболее надёжный.

Т а б л и ц а 1. Зависимость параметров эрозии от типа сглаживания

Тип сглаживания	$t$ , ч	$V_{\max}$ , м/с	$h$ , мкм	$r$ , см
Гиперупругая сетка	12:08	0,23	0,43	3,3
Йео	14:05			
Уинслоу	15:01			
Лаплас	13:48	0,22	0,41	

Минимальная длина волн, образующихся на поверхности расплава, составляет 200—300 мкм. Для их разрешения требуется порядка пяти узлов сетки с шагом 40 мкм. При радиусе расчётной области 70 мм для решения задачи понадобится  $\approx 1750$  узлов сетки. В табл. 2 приведены результаты моделирования при  $N = 500, 1000, 1500$  и  $2000$  узлах сетки. Видно, что задача сходится к определённому решению при  $N \geq 1000$ .

Т а б л и ц а 2. Зависимость параметров эрозии от числа узлов сетки  $N$  в радиальном направлении

$N$ , шт.	$V_{\max}$ , м/с	$t$ , ч	$h$ , мкм	$r$ , см
500	0,23	6	0,43	3,3
1000		16	0,41	
1500		37	0,41	
2000		72	0,42	

Рассчитана эрозия бериллиевой мишени (табл. 3) в зависимости от амплитуды давления торможения  $P_e^o$  и мощности падающего на мишень плазменного потока  $w_e^o$  ( $\lambda = 2$  мкм,  $K = 10^4$  м<sup>-1</sup> фиксированы). При увеличении  $w_e^o$  и  $P_e^o$  почти в 2 раза максимальная температура поверхности  $T_{\max}$  увеличилась лишь на 30—40%, что обусловлено существенными потерями энергии на испарение. Радиус кратера эрозии  $r$  (области плавления) возрастает в 1,5 раза, поскольку тепловая нагрузка резко падает к периферии (1). Максимальная скорость течения расплава  $V_{\max}$  и глубина кратера  $h$  увеличиваются в 10—20 раз. Такая сильная зависимость связана с экспоненциальным ростом давления отдачи испаряющегося металла  $P_v$  и увеличением толщины расплавленного слоя с 7 до 12 мкм.

Т а б л и ц а 3. Результаты моделирования параметров эрозии при различных значениях мощности теплового воздействия и давления торможения плазменного потока

$w_e^o$ , ГВт/м <sup>2</sup>	$P_e^o$ , атм.	$T_{\max}$ , К	$V_{\max}$ , м/с	$h$ , мкм	$r$ , см
2,2	1,5	2240	0,22	0,41	3,3
3,2	2,3	2675	1,25	3,84	4,2
3,8	3,0	2815	2,47	7,14	4,5

На графиках зависимости скорости и температуры от времени присутствуют колебания, возникающие из-за неоднородности мощности разряда плазменного ускорителя (см. рис. 4). На глубину кратера эрозии неоднородности мощности существенно не влияют. Установлено, что поверхность металла остаётся расплавленной дольше, чем находится в движении (рис. 9, б, в). Расплав останавливается под действием вязких сил и поверхностного натяжения, а уже потом затвердевает.

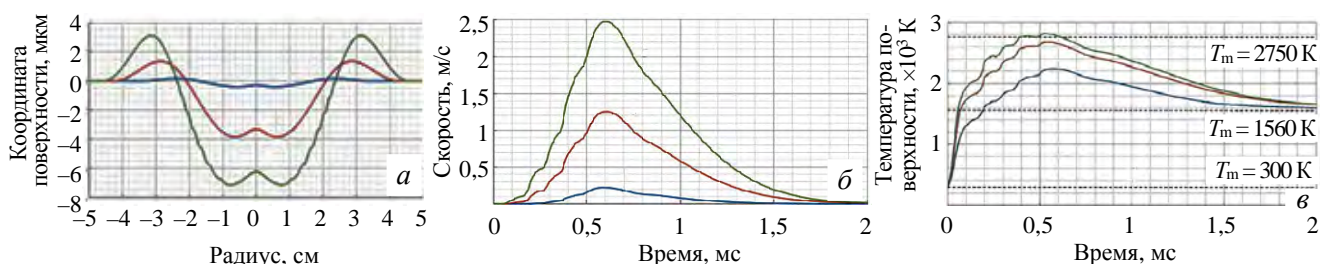


Рис. 9. Поверхность бериллиевой мишени (а), максимальная скорость течения расплава (б), максимальная температура поверхности (в): —  $w_e^o = 2,2$  ГВт/м<sup>2</sup>,  $P_e^o = 1,5$  атм.; —  $w_e^o = 3,2$  ГВт/м<sup>2</sup>,  $P_e^o = 2,3$  атм.; —  $w_e^o = 3,8$  ГВт/м<sup>2</sup>,  $P_e^o = 3,0$  атм.

В работе [2] представлены экспериментальные результаты по исследованию разбрызгивания вольфрама при воздействии интенсивного потока плазмы. Характерный радиус вылетающих капель  $r$  лежит в диапазоне от 5 до 60 мкм. Оценка давления, обусловленного поверхностным натяжением, по формуле Лапласа  $P_\gamma = 2\gamma/d$  для бериллия ( $\gamma = 1,1$  Н/м,  $d = 5\text{—}60$  мкм) соответственно даёт  $P_\gamma = 5 \cdot 10^4\text{—}5 \cdot 10^5$  Па, что сравнимо с давлением торможения плазменного потока. Поэтому силы поверхностного натяжения могут существенно повлиять на результат моделирования.

Чтобы определить, насколько сильно поверхностные силы влияют на картину течения расплава, были проведены расчёты с различными коэффициентами поверхностного натяжения  $\gamma$ . Рассматривались случаи, когда функция температуры  $\gamma = 0$ ,  $\gamma = \text{const}$  и  $\gamma = \gamma(T)$ . Расчёт проведён для бериллия при  $P_e^\circ = 1,5$  атм.,  $q_e^\circ = 1,1$  МДж/м<sup>2</sup>,  $\tau = 0,5$  мс ( $\lambda = 2$  мкм,  $K = 10^4$  м<sup>-1</sup>).

Радиус и глубина кратера эрозии практически не изменились. Амплитуда волн на поверхности уменьшилась примерно на 10% (рис. 10), поскольку силы поверхностного натяжения приводят к разглаживанию поверхности расплавленного металла при остывании. Учитывая малость полученных эффектов, вклад поверхностного натяжения в дальнейшем учитываться не будет. Пренебрежение силами поверхностного натяжения в описанных расчётах является обоснованным.

Воздействие интенсивных потоков плазмы на материалы защитных покрытий вакуумной камеры ИТЭР будет происходить в сильном магнитном поле, что может существенным образом сказаться на эрозии покрытий. Поэтому эксперименты по облучению макетов-мишеней интенсивными потоками плазмы следует проводить при наличии магнитного поля. Конструкция мишенной камеры установки КСПУ-Т позволяет создать магнитное поле перед мишенью двумя способами: либо с помощью системы катушек Гельмгольца ( $\approx 0,5$  Тл), либо с помощью неодимовых магнитов (NdFeB), расположенных за мишенью ( $\approx 0,1\text{—}0,3$  Тл на обращённой к плазме поверхности).

На КСПУ-Т проведены эксперименты по исследованию движения расплава на мишени из нержавеющей стали, за которой устанавливался неодимовый магнит диаметром 100 мм и толщиной 10 мм (рис. 11). Поле, создаваемое магнитом вблизи поверхности мишени, составляло  $\approx 0,1$  Тл. Размер мишени 140×140×4 мм. Расстояние от магнита до поверхности, обращённой к плазме, составляло  $h = 14$  мм. Две стальные мишени облучались потоками плазмы КСПУ-Т при  $q_e^\circ = 1,5$  МДж/м<sup>2</sup>,  $P_e^\circ = 2$  атм.,  $\tau = 1$  мс. Одна мишень облучалась при наличии магнитного поля, другая — без него. Мишень ориентирована перпендикулярно плазменному потоку и полю, которые, в свою очередь, сонаправлены.

Качественно структура на поверхности мишеней вблизи центра плазменного потока не зависит от магнитного поля. Однако в присутствии поля наблюдается значительное уменьшение выноса расплава из кратера эрозии по радиусу и практически отсутствует вынос струй на

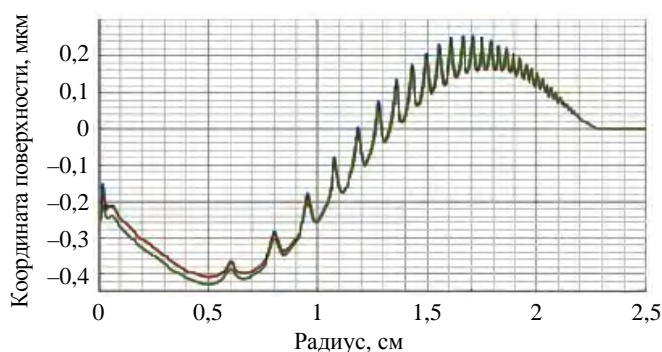


Рис. 10. Результаты расчёта зависимости рельефа поверхности бериллиевой мишени от поверхностного натяжения расплава  $\gamma = 0$  Н/м (—), 1,1 Н/м (—),  $(1,1\text{—}0,2) \cdot 10^{-3} (T - T_m)$  Н/м (—)

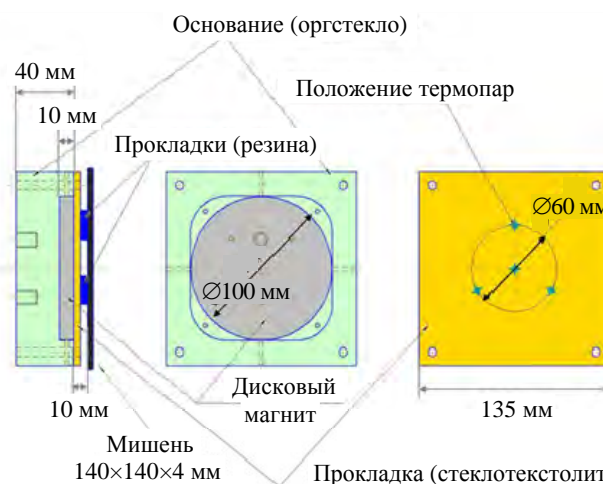


Рис. 11. Схема расположения мишени и неодимового магнита в плазменных экспериментах на установке КСПУ-Т

неоплавленную поверхность (рис. 12, 13). Торможение расплава происходит на периферии кратера эрозии, где имеется сильная неоднородность поля.

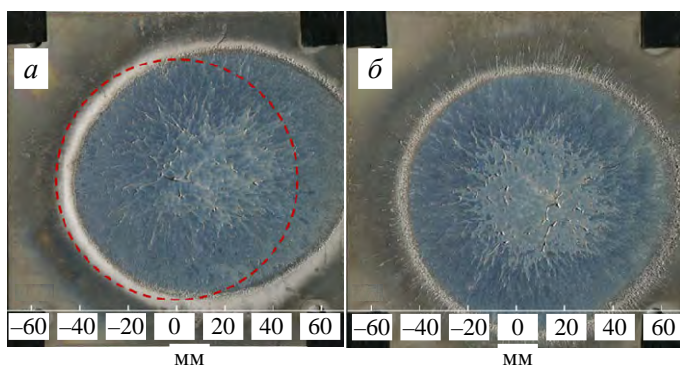


Рис. 12. Поверхности мишеней после облучения плазмой: *a* — с магнитным полем 0,1 Тл (пунктиром обозначено положение магнита); *б* — без магнитного поля

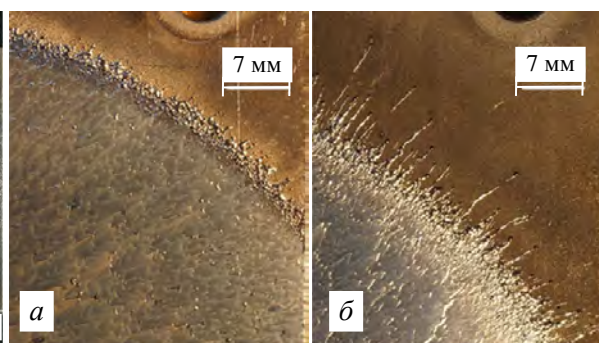


Рис. 13. Периферийные участки поверхности мишеней: *a* — эксперимент с магнитным полем; *б* — эксперимент без магнитного поля

При движении проводящей среды (плазмы или металла) перпендикулярно магнитному полю  $B$  со скоростью  $u$  в ней генерируется плотность тока  $j \sim \sigma u B$  и действует объёмная тормозящая сила, равная  $\sigma u B^2$ . Полагаем, что движение происходит под действием только градиента давления плазмы между осью потока и периферией на расстоянии  $R$ . При этом устанавливается постоянная скорость потока, определяемая равенством  $dP/dr = P/R = \sigma u B^2$ ,  $u = P/R\sigma B^2$ . При отсутствии магнитного поля величина  $u$  равняется тепловой скорости  $u_0 = (8T/\pi M)^{1/2}$ , где  $T$  — температура расплава (плазмы),  $M$  — масса атома вещества. В общем случае можно положить зависимость скорости движения расплава от величины магнитного поля:

$$u = \frac{u_0}{1 + u_0 R \sigma B^2 / P}, \quad (14)$$

где  $P$  — давление над поверхностью (1,5 атм.);  $u_0$  — скорость расплава в отсутствии магнитного поля (0,2 м/с);  $R$  — радиус плазменного потока (3 см);  $\sigma$  — удельная проводимость металла ( $10^7$  См·м<sup>-1</sup>);  $B$  — величина магнитной индукции (0—3,5 Тл). Для бериллиевых мишеней оценка величины  $R\sigma/P$ , характеризующей параметры материала и плазменного потока, даёт 5 с/(Тл<sup>2</sup>·м).

Проведено численное моделирование движения бериллиевого расплава в магнитном поле, ориентированном ортогонально поверхности мишени. В расчёте использовались следующие условия:  $P_e^0 = 1,5$  атм.,  $q_e^0 = 1,1$  МДж/м<sup>2</sup>,  $\tau = 0,5$  мс. Величина магнитной индукции  $B_z$  варьировалась в диапазоне от 0 до 3,5 Тл. Расчёты проведены при наличии ( $\lambda = 2$  мкм,  $K = 10^4$ ) и в отсутствии силы плазменного трения.

Зависимость скорости движения расплава от величины магнитного поля (рис. 14, синие точки) хорошо аппроксимируется функцией (14) (пунктирная кривая). При учёте силы трения в расчёте ошибка аппроксимации возрастает (табл. 4), поскольку зависимость  $u$  от  $B$  становится более сложной. Детальное исследование этого эффекта предполагается в ходе дальнейшей работы.

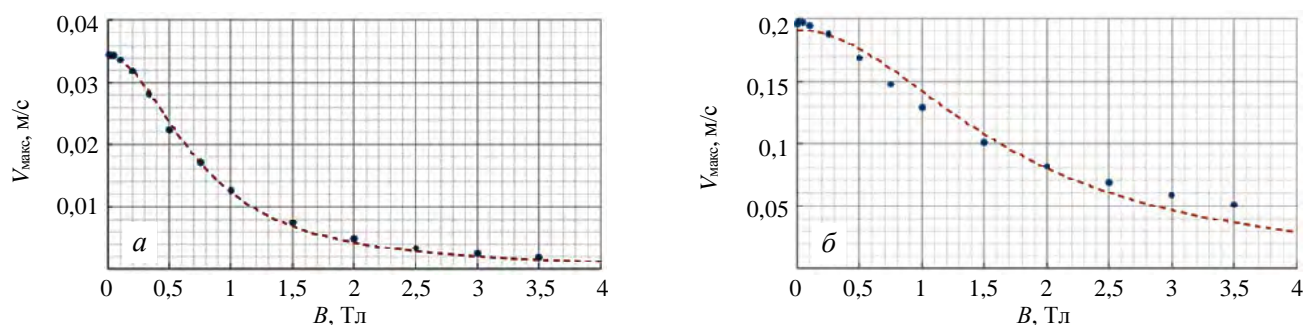


Рис. 14. Зависимость расчётной скорости движения расплава от величины постоянного внешнего магнитного поля без тангенциальной силы (*a*), с тангенциальной силой (*б*): • — результат расчёта; --- — аппроксимация функцией (14)

Т а б л и ц а 4. Коэффициенты аппроксимации скорости движения расплава функцией (14)

Аппроксимационные коэффициенты	Без силы трения	С силой трения
$u_0$ , м/с	$0,034 \pm 0,001$	$0,19 \pm 0,01$
$R\sigma/P$ , с/(Тл <sup>2</sup> ·м)	$52 \pm 4$	$1,8 \pm 0,4$

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье описана численная модель движения расплавленного слоя металла под действием интенсивного потока плазмы в условиях, характерных для переходных процессов в ИТЭР. Модель построена на экспериментальных данных, полученных в ходе исследований на плазменной установке КСПУ-Т. Расчёты проведены для мишеней из нержавеющей стали и бериллия.

При моделировании воздействия плазменного потока на сталь обнаружено, что градиент давления торможения плазмы не обеспечивает наблюдаемый в эксперименте перенос вещества по поверхности мишени. Характерные скорость движения расплава и глубина кратера эрозии, полученные в расчёте, на порядок отличаются от экспериментальных значений. Тем не менее в расчётах на поверхности мишеней получена волновая структура, подобная той, что наблюдается в экспериментах. С увеличением числа плазменных воздействий положение волн не меняется, а их амплитуда и глубина кратера эрозии растут линейно, что совпадает с экспериментальными данными.

После того, как в численную модель была введена тангенциальная сила трения плазмы о расплав, скорость течения расплава и форма кратера эрозии совпали с измеренными в экспериментах. Обнаружено, что величина эрозии существенно зависит от амплитуды мощности теплового воздействия и давления плазмы на поверхность. Поверхностное натяжение не оказывает существенного влияния на форму кратера эрозии. Проведено моделирование движения расплава в постоянном магнитном поле и получена зависимость скорости течения расплава от величины поля, качественно соответствующая созданной ранее теоретической модели.

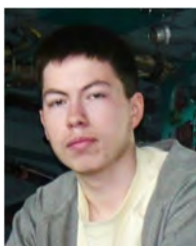
Работа выполнена при финансовой поддержке Частного учреждения «Проектный центр ИТЭР» в рамках договора № 17706413348220000170/35-22/01 от 28 апреля 2022 г.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Pitts R.A., Carpentier S., Escourbiac F. et al.** A full tungsten divertor for ITER: physics issues and design status. — *J. of Nuclear Materials*, 2013, vol. 438, p. S48—S56.
2. **Позняк И.М., Климов Н.С., Подковыров В.Л. и др.** Эрозия металлов при воздействии интенсивных потоков плазмы. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2012, вып. 4, с. 23—33.
3. **Климов Н.С., Подковыров В.Л., Житлухин А.М. и др.** Разбрызгивание вольфрама при воздействии интенсивного потока плазмы. — Там же, 2009, вып. 2, с. 52—61.
4. **Позняк И.М., Архипов Н.И., Карелов С.В. и др.** Свойства примесей вольфрама, образующихся в плазме при облучении вольфрамовых мишеней мощными плазменными потоками. — Там же, 2014, т. 37, вып. 1, с. 70—79.
5. **Позняк И.М., Сафронов В.М., Цыбенко В.Ю.** Движение расплавленного металлического слоя в условиях, характерных для быстрых плазменных процессов в ИТЭР. — Там же, 2016, т. 39, вып. 1, с. 15—21.
6. **Климов Н.С.** Макроскопическая эрозия материалов при их облучении интенсивными потоками плазмы. Диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук. ГНЦ РФ ТРИНИТИ, Москва, Троицк, 2011. 209 с.
7. **Hu H., Argyropoulos A.S.** Mathematical modelling of solidification and melting: a review. — *Modelling Simul. Mater. Sci. Eng.*, 1996, vol. 4, p. 371—396.
8. **Samokhin A.A.** First order phase transitions induced by laser radiation in absorbing condensed matter. — In: *Effect of Laser Radiation on Absorbing Condensed Matter*, 1990, p. 1—47.
9. **Аракчеев А.С.** Теоретическое и экспериментальное исследование плавления, испарения и образования трещин на вольфраме при мощной плазменной нагрузке. Диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук. Институт ядерной физики имени Г.И. Будкера СО РАН, Новосибирск, 2020. 210 с.
10. **Martylenko Yu.V.** Movement of melt metal layer and droplet erosion under plasma flow action typical for iter transient regimes. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2014, т. 37, вып. 2, p. 53—59.
11. **Мартыненко Ю.В.** Эрозия поверхности металлов при воздействии плазменных потоков, характерных для быстрых процессов в токамаках. — *Физика плазмы*, 2020, т. 46, № 1, p. 84—89.
12. **Hirt C.W., Amsden A.A., Cook J.L.** — *J. Comput. Physics*, 1974, vol. 14, p. 227—253.
13. **Comsol Multiphysics User's Guide.** — [www.comsol.com](http://www.comsol.com). COMSOL AB, Stockholm, Sweden, 2012, p. 1292.
14. **Tolias P.** Analytical expressions for thermophysical properties of solid and liquid beryllium relevant for fusion applications. — *Nuclear Materials and Energy*, 2022, vol. 31, p. 101195.



Илья Александрович Алябьев, м.н.с.; МФТИ, 141701 МО, Долгопрудный, Институтский пер. 9, Россия; АО ГНЦ РФ ТРИНИТИ, 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкинских, вл. 12, Россия



Вадим Юрьевич Цыбенко, н.с.; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкинских, вл. 12, Россия



Игорь Михайлович Позняк, руководитель проекта, к.ф.-м.н.; МФТИ, 141701 МО, Долгопрудный, Институтский пер. 9, Россия; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкинских, вл. 12, Россия



Егор Захарович Би-  
рюлин, м.н.с.; МФТИ,  
141701 МО, Долго-  
прудный, Институт-  
ский пер. 9, Рос-  
сия; АО «ГНЦ РФ  
ТРИНИТИ», 108840  
Москва, Троицк, ул.  
Пушковых, вл. 12,  
Россия



Зоя Ивановна Ново-  
селова, м.н.с.;  
МФТИ, 141701 МО,  
Долгопрудный, Ин-  
ститутский пер. 9,  
Россия; АО «ГНЦ  
РФ ТРИНИТИ»,  
108840 Москва,  
Троицк, ул. Пушко-  
вых, вл. 12, Россия



Егор Дмитриевич  
Федулаев, м.н.с.;  
МФТИ, 141701 МО,  
Долгопрудный, Ин-  
ститутский пер. 9,  
Россия; АО «ГНЦ  
РФ ТРИНИТИ»,  
108840 Москва, Тро-  
ицк, ул. Пушковых,  
вл. 12, Россия



Антон Борисович  
Путрик, начальник сек-  
тора, к.ф.-м.н.; Частное  
учреждение Государ-  
ственной корпорации по  
атомной энергии «Рос-  
атом» «Проектный центр  
ИТЭР», 123060 Москва,  
ул Расплетина 11, корп. 2,  
Россия

Статья поступила в редакцию 12 января 2024 г.

После доработки 15 января 2024 г.

Принята к публикации 17 января 2024 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 76—88.

УДК 53.096

## ИСПЫТАНИЯ ПОКРЫТИЙ ИЗ КАРБИДА БОРА ИМПУЛЬСНОЙ ТЕПЛОВОЙ НАГРУЗКОЙ, ВОЗМОЖНОЙ В ДИВЕРТОРНОЙ ЗОНЕ ТОКАМАКА ИТЭР

Д.Е. Черепанов<sup>1,2</sup>, А.В. Бурдаков<sup>1,4</sup>, Л.Н. Вячеславов<sup>1</sup>, С.Р. Казанцев<sup>3,5</sup>, И.В. Кандауров<sup>1</sup>, А.А. Касатов<sup>1,2</sup>,  
А.В. Красильников<sup>6</sup>, В.А. Попов<sup>1,2</sup>, Г.А. Рыжков<sup>1,2</sup>, А.А. Шошин<sup>1,2,4</sup>

<sup>1</sup>Институт ядерной физики имени Г.И. Будкера СО РАН, Новосибирск, Россия

<sup>2</sup>Новосибирский государственный университет, Новосибирск, Россия

<sup>3</sup>Институт химии твердого тела и механохимии СО РАН, Новосибирск, Россия

<sup>4</sup>Новосибирский государственный технический университет, Новосибирск, Россия

<sup>5</sup>ЦКП «СКИФ», Институт катализа имени Г.К. Борескова СО РАН, Кольцово, Россия

<sup>6</sup>Частное учреждение «Проектный центр ИТЭР», Москва, Россия

Проведено испытание покрытий из карбида бора, нанесённых на вольфрам с помощью трёх методов, импульсным нагревом, который ожидается на первой стенке и в диверторной зоне токамака ИТЭР. В качестве методов нанесения были выбраны детонационное напыление, атмосферное плазменное напыление, а также электронно-лучевой синтез. В ходе экспериментов выяснилось, что наилучшую устойчивость к импульсному нагреву демонстрируют покрытия, нанесённые с использованием методов детонационного и атмосферного плазменного напыления.

**Ключевые слова:** лазерный нагрев, высокотемпературная керамика, карбид бора, переходные процессы, термические удары, вольфрам, керамические покрытия.

## TESTING OF BORON CARBIDE COATINGS UNDER PULSED HEAT LOAD POSSIBLE IN THE DIVERTOR ZONE OF THE ITER TOKAMAK

D.E. Cherepanov<sup>1,2,3</sup>, A.V. Burdakov<sup>1,4</sup>, L.N. Vyacheslavov<sup>1</sup>, S.R. Kazantsev<sup>3,5</sup>, I.V. Kandaurov<sup>1</sup>, A.A. Kasatov<sup>1,2</sup>,  
A.V. Krasilnikov<sup>6</sup>, V.A. Popov<sup>1,2</sup>, G.A. Ryzhkov<sup>1</sup>, A.A. Shoshin<sup>1,2,4</sup>

<sup>1</sup>Budker Institute of Nuclear Physics SB RAS, Novosibirsk, Russia

<sup>2</sup>Novosibirsk State University, Novosibirsk, Russia

<sup>3</sup>Institute of Solid State Chemistry and Mechanochemistry SB RAS, Novosibirsk, Russia

<sup>4</sup>Novosibirsk State Technical University, Novosibirsk, Russia

<sup>5</sup>SKIF Synchrotron Radiation Facility, Boreskov Institute of Catalysis SB RAS, Koltsovo, Russia

<sup>6</sup>Institution «Project Center ITER», Moscow, Russia

Boron carbide coatings deposited on tungsten using three methods were tested with pulsed heating, which is expected on the first wall and in the divertor zone of the ITER tokamak. The deposition methods chosen were detonation spraying, atmospheric plasma spraying, and electron beam synthesis. During the experiments, it turned out that the best resistance to pulsed heating is demonstrated by coatings deposited using the detonation spraying and atmospheric plasma spraying methods.

**Key words:** laser heating, high-temperature ceramics, boron carbide, transients, thermal shocks, tungsten, ceramics coating.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-89-98

### ВВЕДЕНИЕ

Термоядерные установки нового поколения нуждаются в исследовании альтернативных материалов для изготовления обращённых к плазме компонентов. В настоящее время при разработке токамаков в качестве обращённого к плазме материала дивертора или первой стенки часто выбирается вольфрам [1—5]. Мотивация такого выбора состоит в том, что вольфрам является высокотемпературным металлом, стойким к различного рода тепловым нагрузкам, слабо активируется нейтронным потоком, а также обладает низкими коэффициентами поглощения и удержания изотопов водорода. С другой стороны, данный металл имеет достаточно большой атомный номер ( $Z = 74$ ), т.е. при образовании микрочастиц вольфрама вследствие эрозии попадание этих микрочастиц в плазму и их ионизация приведут к интенсивному охлаждению плазмы из-за потерь на излучение:  $P_{\text{loss}} \sim Z^2$  — тормозное излучение,  $P_{\text{loss}} \sim Z^4$  — рекомбинационное излучение и  $P_{\text{loss}} \sim Z^6$  — линейчатое излучение при неполной ионизации (в токамаке ИТЭР ожидаются ионы вольфрама с  $Z = 60—64$  [6]). Таким образом, для достижения желаемых параметров плазмы во время её удержания необходимо минимизировать содержание ионов примесей вольфрама внутри вакуумной камеры установки.

Во время удержания плазмы в режиме улучшенного удержания (H-mode) с целью достижения параметров для получения DT-реакции на поверхность обращённых к плазме компонентов (ОПК) токамаков на первой стенке и в диверторной зоне будут возникать импульсные выбросы плазмы (при появлении ЭЛМ), приводящие к перегреву обращённых к плазме материалов (ОПМ) [7]. Характерное значение поверхностной плотности мощности импульсного нагрева во время протекания таких процессов составляет  $\sim 1\text{--}10$  ГВт/м<sup>2</sup> при длительности  $\sim 0,1\text{--}1$  мс [8, 9]. Во время испытаний вольфрама было обнаружено, что во время импульсного нагрева поверхности с такими параметрами происходит её растрескивание и плавление [10—19]. Причиной генерации микрочастиц выступает в том числе процесс растрескивания [17]. Стоит отметить, что растрескивание будет происходить при нагреве поверхности металла импульсами, параметры которых соответствуют проектным для токамака ИТЭР (энергия на единицу площади  $E_s \sim 0,5$  МДж/м<sup>2</sup>, длительность нагрева  $\Delta t \sim 0,1\text{--}1$  мс) [10, 11, 19]. Таким образом, использование вольфрама для защиты обращённых к плазме компонентов может поставить под угрозу термоядерную кампанию, так как эрозия данного металла затруднит достижение желаемых параметров плазмы.

Перспективной идеей, направленной на решение данной проблемы, является покрытие вольфрама термостойким материалом с низким  $Z$ . К такому покрытию можно выдвинуть следующие требования: низкие темпы эрозии в ходе нагрева (постоянного и импульсного) и воздействия потоков ионов и нейтральных частиц, низкие коэффициенты поглощения и удержания изотопов водорода, а также возможность восстановления в кратчайшие сроки без необходимости реконструкции установки. Таким требованиям могут удовлетворять покрытия из высокотемпературных керамик, в частности, из карбида бора ( $B_4C$ ). Действительно, данный материал обладает низким средним  $Z$  и высокой рабочей температурой. К тому же  $B_4C$  уже рассматривался и применялся как материал для защиты ОПК токамаков и стеллараторов [20—22]. Основные недостатки: хрупкость, сильная деградация теплопроводности вследствие облучения нейтронами [23] и существенное ускорение темпов эрозии, а также проблема удержания изотопов водорода. Если последний недостаток стоит не так остро, как в случае с графитом [24], то первые два могут быть нивелированы хорошо развитыми методами нанесения покрытий.

Данная работа посвящена описанию первых экспериментов, направленных на изучение вопроса о перспективности применения покрытий из  $B_4C$  в качестве защиты обращённых к плазме компонентов термоядерных установок. В частности, далее будут обсуждаться результаты испытания покрытий из карбида бора, нанесённых на вольфрам тремя разными методами, импульсной тепловой нагрузкой, возможной на первой стенке и в диверторной зоне токамака ИТЭР.

## ОПИСАНИЕ ОБРАЗЦОВ

Эксперименты проводились с тремя образцами из вольфрама в виде пластин, покрытых карбидом бора с использованием трёх методов: детонационного напыления [25] (ДН  $B_4C$ , толщина покрытия 50 мкм), атмосферного плазменного напыления с использованием плазматрона [26] (АПН  $B_4C$ , толщина покрытия 50 мкм), а также электронно-лучевого синтеза [27] (ЭЛС  $B_4C$ , толщина покрытия 6 мкм). Фотографии образцов показаны на рис. 1.

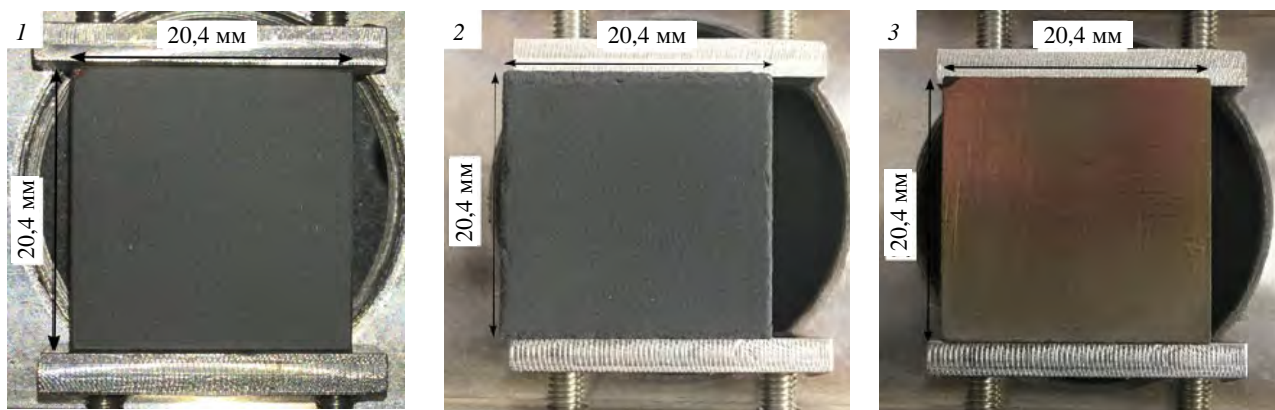


Рис. 1. Фотографии образцов: 1 — ДН  $B_4C$ ; 2 — АПН  $B_4C$ ; 3 — ЭЛС  $B_4C$

Во время детонационного напыления частицы порошка напыляемого материала импульсно разогреваются до температуры плавления и ускоряются продуктами газовой детонации в стволе газодетонационного аппарата. За один рабочий цикл частицы порошка прочно соединяются с поверхностью подложки и образуют покрытие толщиной до 10 мкм. Имеется возможность нанесения покрытий толщиной вплоть до 1 мм серией выстрелов при перемещении образца с помощью манипулятора. Для лучшей адгезии перед напылением карбида бора на поверхность подложки напылялся вольфрам. Коэффициенты теплового расширения (КТР) вольфрама и карбида бора схожи [28—33] в достаточно широком диапазоне температуры, поэтому нет необходимости в нанесении промежуточного слоя для компенсации разности КТР, а такой подход позволяет увеличить шероховатость поверхности подложки и улучшить адгезию.

При реализации атмосферного плазменного напыления формирование покрытия происходит из порошка карбида бора, который разогревается до температуры плавления и ускоряется плазменной струей. Перед напылением поверхность вольфрама была обработана с использованием пескоструйного аппарата для повышения шероховатости и улучшения связи покрытия с подложкой.

Электронно-лучевой синтез использует электронный пучок, который испаряет керамику вблизи подложки. Данный метод позволяет создавать высококачественные покрытия толщиной ~10 мкм.

### ОПИСАНИЕ УСТАНОВКИ

Испытания покрытий импульсным нагревом проводились на стенде комплекса БЕТА [16—19] в ИЯФ СО РАН. Нагрев моделировался с помощью импульсного неодимового лазера ГОС-1001 на основе силикатного стекла, как в работе [34]. Данный лазер позволяет генерировать импульсы с длиной волны  $\lambda \approx 1,06$  мкм полной энергией до 200 Дж и длительностью 0,5—0,8 мс, что при использовании линз и рассеивателей даёт возможность добиваться поверхностной плотности мощности нагрева образца до  $\sim 10$  ГВт/м<sup>2</sup> и моделировать ЭЛМы 1-го типа [8, 9].

Для характеристики нагрева образца на стенде собрана пирометрическая система диагностики и установлен детектор, откалиброванный на определение временного хода мощности лазерного излучения [34] (рис. 2). Это позволяет определять температуру поверхности  $T$  образца, а также динамику поглощённой плотности мощности  $W_s$  в ходе импульсного нагрева. Информация о динамике поглощённой мощности необходима для определения параметра потока тепла  $F_{hf}$ , который часто используется для характеристики импульсного нагрева материалов [10, 35—38]. Общее определение  $F_{hf}(t)$ , которое следует из решения одномерного уравнения теплопроводности с постоянными коэффициентами [39] в момент времени  $t$  от начала нагрева для любого вида зависимости  $W_s(t)$ , приведено в [34] и выглядит следующим образом:

$$F_{hf}(t) = \int_0^t \frac{W_s(t-t')}{2\sqrt{t'}} dt' \quad (1)$$

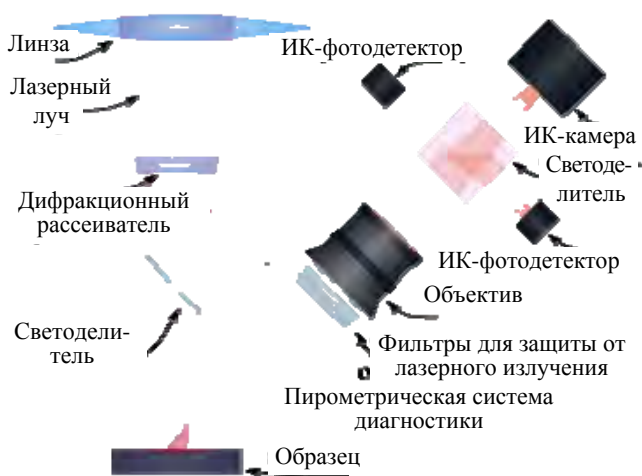


Рис. 2. Принципиальная схема лазерного стенда с системами диагностики для характеристики нагрева поверхности образца: ИК-фотодетектор сверху — для регистрации временного хода мощности лазерного излучения; ИК-фотодетектор пирометрической системы диагностики — для регистрации динамики температуры; ИК-камера — для регистрации распределения температуры по поверхности образца

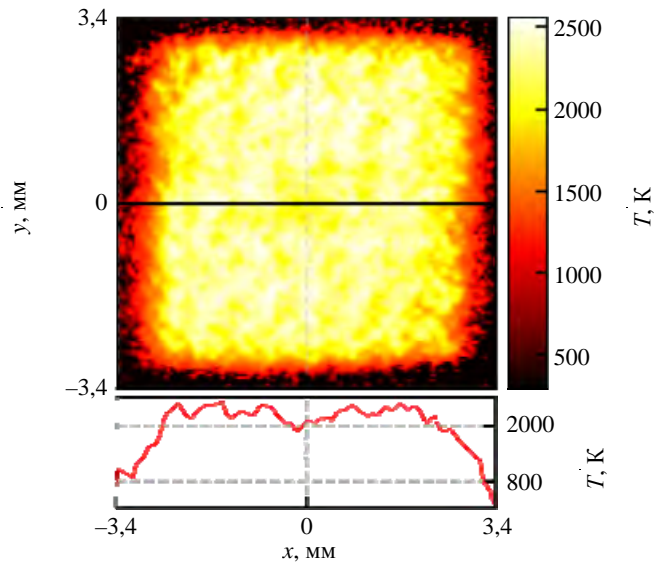


Рис. 3. Пример распределения температуры по поверхности карбида бора в ходе лазерного нагрева

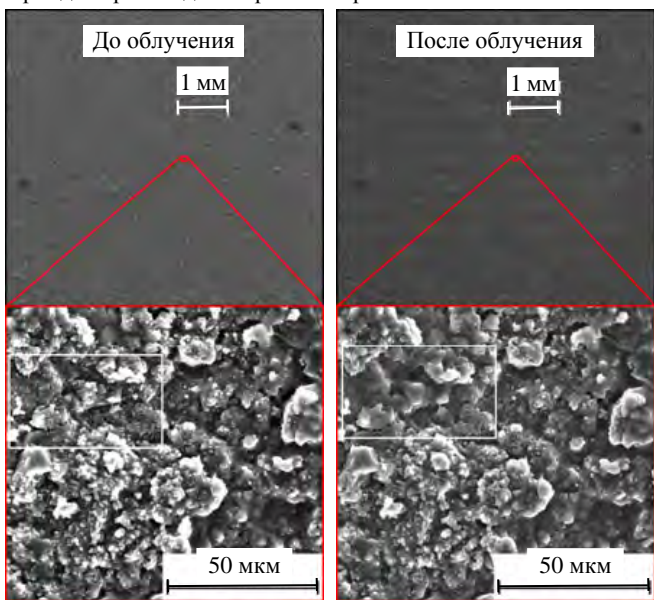


Рис. 4. Результат импульсного нагрева поверхности ДН В<sub>4</sub>С с  $F_{\text{hf}} \approx 4\text{--}4,4 \text{ МДж}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-0,5}$  до  $T_{\text{max}} \approx 1500\text{--}1700 \text{ К}$

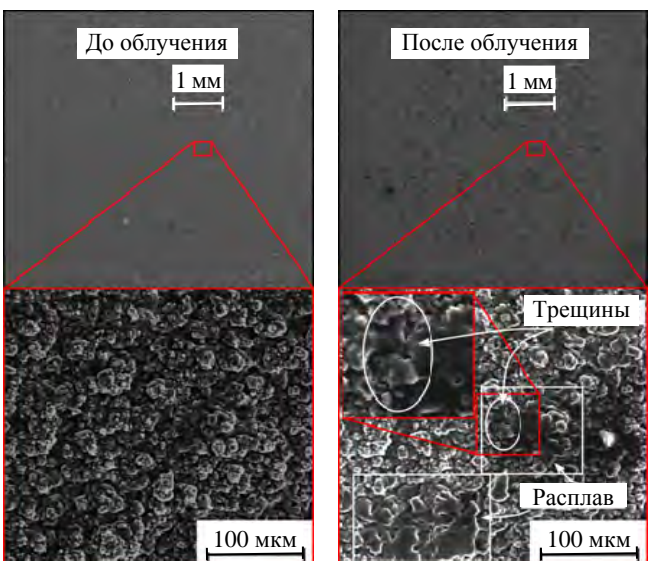


Рис. 5. Результат импульсного нагрева поверхности ДН В<sub>4</sub>С с  $F_{\text{hf}} \approx 9\text{--}11 \text{ МДж}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-0,5}$  до  $T_{\text{max}} \approx 2200\text{--}2300 \text{ К}$

В ходе нагрева лазером обеспечивается практически равномерный нагрев поверхности образца внутри квадратной области. Об этом свидетельствует распределение температуры по поверхности карбида бора, полученное с использованием ИК-камеры пирометрической системы диагностики, показанное на рис. 3. Разброс температуры не превосходит 20%. Таким образом, поглощённую поверхностную плотность мощности  $W_s(t)$  нагрева лазером с мощностью  $P(t)$  области площадью  $S$  в данном случае будем оценивать, как и в работе [34], согласно формуле  $W_s(t) \approx (1 - R)P(t)/S$ , где  $R \approx 0,28$  [40].

## РЕЗУЛЬТАТЫ

В ходе нагрева образца ДН В<sub>4</sub>С с  $F_{\text{hf}} \approx 4\text{--}4,4 \text{ МДж}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-0,5}$  температура поверхности достигла значения в диапазоне  $T_{\text{max}} \approx 1500\text{--}1700 \text{ К}$ . Изображения поверхности до и после такого импульса нагрева, сделанные с помощью СЭМ (рис. 4), не показывают серьёзных повреждений. Можно заметить только наплавление или отделение небольших микрочастиц, которые, судя по всему, были плохо связаны с покрытием. Повышение параметра потока тепла до  $F_{\text{hf}} \approx 9\text{--}11 \text{ МДж}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-0,5}$  приводит к нагреву поверхности до температуры  $T_{\text{max}} \approx 2200\text{--}2300 \text{ К}$ , а на поверхности появляются небольшие участки с застывшим расплавом и небольшими трещинами, что свидетельствует о достижении температуры плавления в районе этих участков (рис. 5). Потери вещества с образованием кратеров (вследствие выкрашивания, как в [34]) или отслаивания карбида бора от подложки обнаружено не было. Дальнейший рост тепловой нагрузки до  $F_{\text{hf}} \approx 12\text{--}18 \text{ МДж}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-0,5}$  привёл к отслаиванию покрытия от подложки, о чём свидетельствуют СЭМ-изображения поверхности образца (рис. 6). Свет-

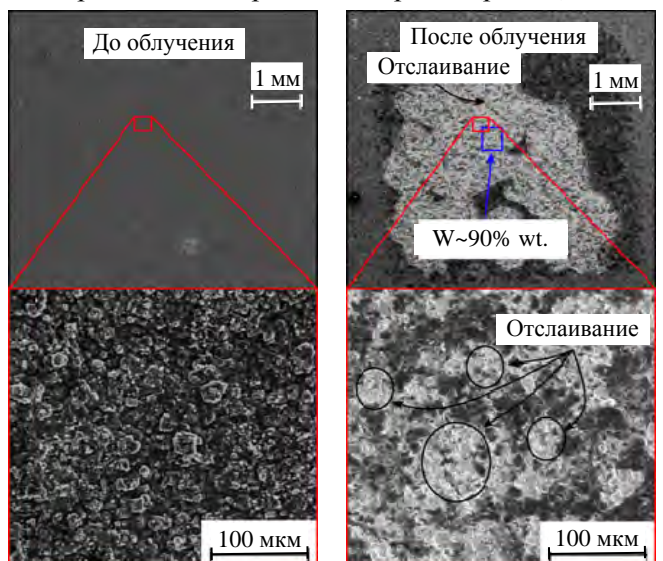


Рис. 6. Результат импульсного нагрева поверхности ДН В<sub>4</sub>С с  $F_{\text{hf}} \approx 12\text{--}18 \text{ МДж}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-0,5}$  до  $T_{\text{max}} \geq 2250 \text{ К}$

лые участки на изображении — это поверхность вольфрама, о чём свидетельствуют результаты элементного анализа. Максимальная температура в ходе такого процесса составила более  $T_{\max} \geq 2250$  К и не могла быть адекватно определена, так как отслаивание поверхности существенно повлияло на динамику теплового излучения поверхности образца. Поскольку нижняя граница диапазона  $F_{\text{hf}}$ , при котором произошло отслаивание, близка к  $F_{\text{hf}}$ , при котором было обнаружено плавление поверхности, можно предположить, что  $F_{\text{hf}} \approx 12\text{—}18$  МДж·м<sup>-2</sup>·с<sup>-0.5</sup> соответствует порогу отслаивания покрытия от вольфрама.

При импульсном нагреве поверхности образца АПН В<sub>4</sub>С с параметром потока тепла  $F_{\text{hf}} \approx 2\text{—}3$  МДж·м<sup>-2</sup>·с<sup>-0.5</sup> максимальная температура поверхности составила  $T_{\max} \approx 1300\text{—}1500$  К. Показанные на рис. 7 изображения поверхности, полученные с использованием СЭМ, демонстрируют только отделение либо наплавление изначально плохо связанных с поверхностью покрытия микрочастиц без существенной потери вещества. Небольшое увеличение тепловой нагрузки до  $F_{\text{hf}} \approx 7\text{—}9,5$  МДж·м<sup>-2</sup>·с<sup>-0.5</sup> привело к повышению максимальной температуры поверхности до  $T_{\max} \approx 2000\text{—}2150$  К и образованию небольших кратеров вследствие выкрашивания, а также участков с отслаиванием покрытия (рис. 8). Рост импульсной тепловой нагрузки до  $F_{\text{hf}} \approx 10\text{—}11$  МДж·м<sup>-2</sup>·с<sup>-0.5</sup> и до  $F_{\text{hf}} \approx 19\text{—}21$  МДж·м<sup>-2</sup>·с<sup>-0.5</sup> привёл к нагреву поверхности до температуры, превышающей  $T_{\max} \geq 2200\text{—}2300$  К, плавлению и потере вещества вследствие отслаивания покрытия (рис. 9 и 10). Стоит отметить, что отслаивание покрытия АПН В<sub>4</sub>С сопровождается меньшей потерей вещества, чем в случае импульсного нагрева со схожими параметрами покрытия ДН В<sub>4</sub>С.

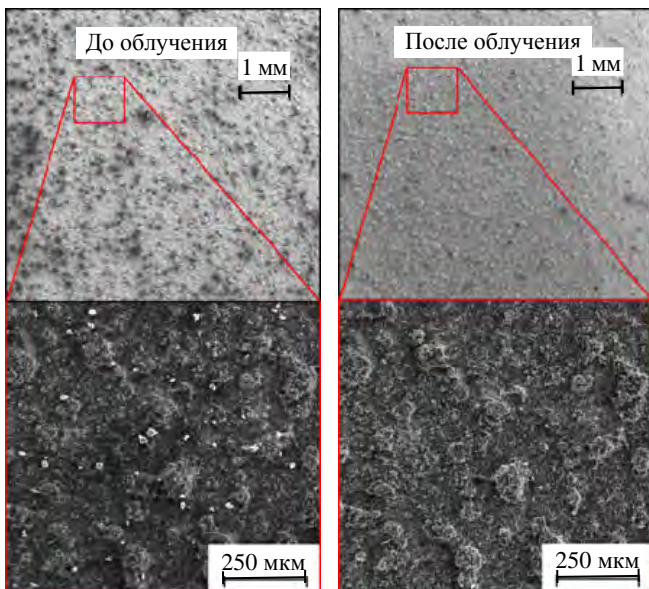


Рис. 7. Результат импульсного нагрева поверхности АПН В<sub>4</sub>С с  $F_{\text{hf}} \approx 2\text{—}3$  МДж·м<sup>-2</sup>·с<sup>-0.5</sup> до  $T_{\max} \approx 1300\text{—}1500$  К

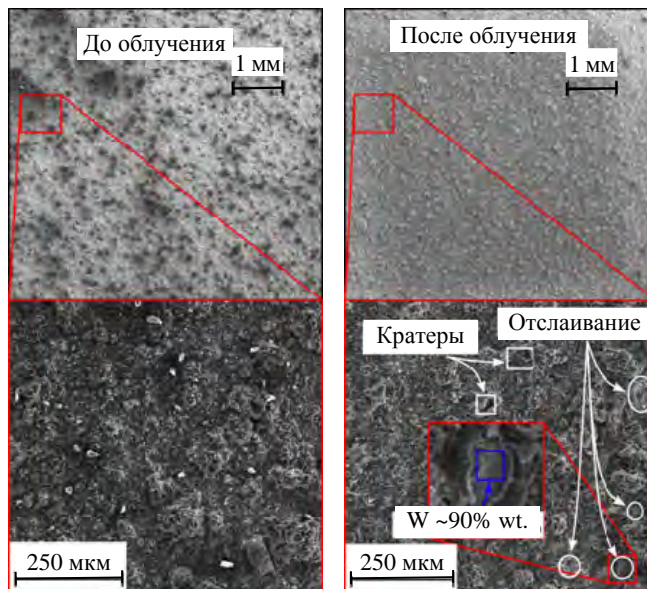


Рис. 8. Результат импульсного нагрева поверхности АПН В<sub>4</sub>С с  $F_{\text{hf}} \approx 7\text{—}9,5$  МДж·м<sup>-2</sup>·с<sup>-0.5</sup> до  $T_{\max} \approx 2000\text{—}2150$  К

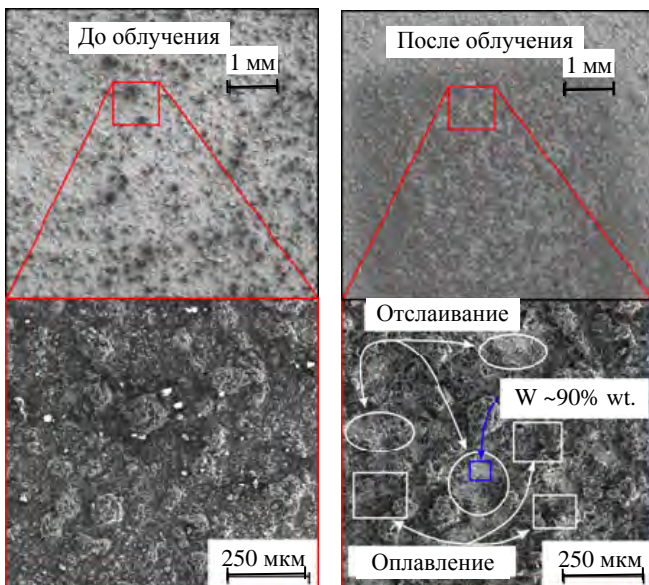


Рис. 9. Результат импульсного нагрева поверхности АПН В<sub>4</sub>С с  $F_{\text{hf}} \approx 10\text{—}11$  МДж·м<sup>-2</sup>·с<sup>-0.5</sup> до  $T_{\max} \approx 2200\text{—}2300$  К

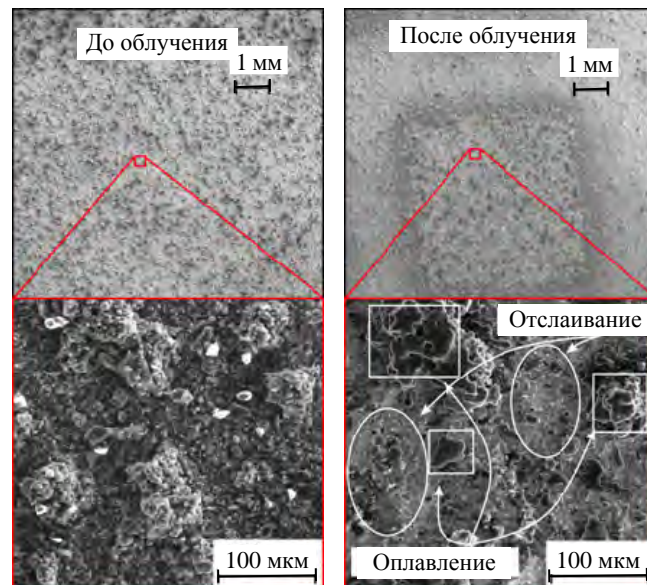


Рис. 10. Результат импульсного нагрева поверхности АПН В<sub>4</sub>С с  $F_{\text{hf}} \approx 19\text{—}21$  МДж·м<sup>-2</sup>·с<sup>-0.5</sup> до  $T_{\max} \geq 2300$  К

Эксперименты с образцом ЭЛС В<sub>4</sub>С показали, что отслаивание покрытия начинается уже при импульсном нагреве поверхности с  $F_{hf} \approx 3\text{--}4 \text{ МДж}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-0,5}$  (рис. 11). А при повышении параметра потока тепла до  $F_{hf} \approx 6\text{--}7 \text{ МДж}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-0,5}$  отслаивание становится более значительным (рис. 12).

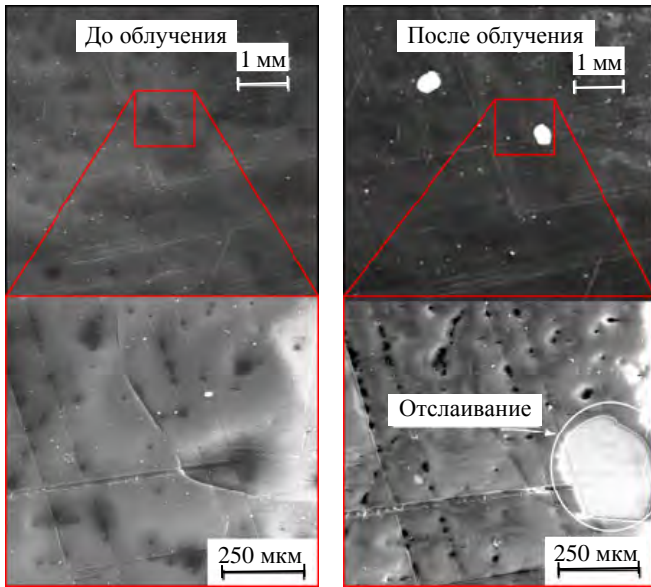


Рис. 11. Результат импульсного нагрева поверхности ЭЛС В<sub>4</sub>С с  $F_{hf} \approx 3\text{--}4 \text{ МДж}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-0,5}$  до  $T_{max} \leq 600 \text{ К}$

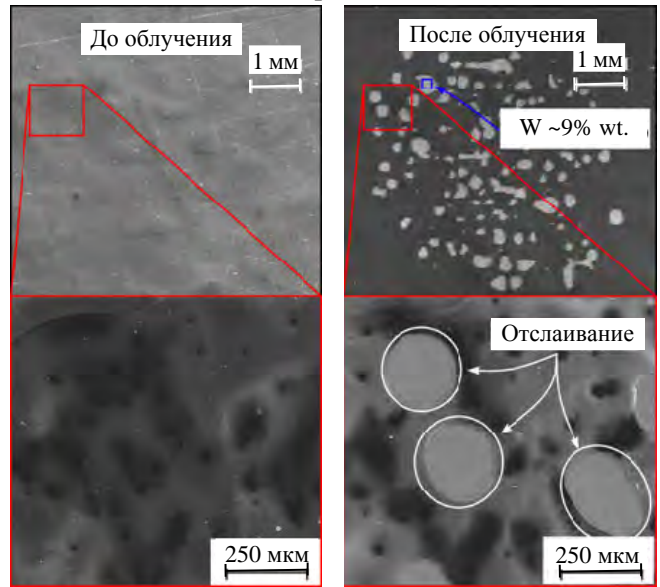


Рис. 12. Результат импульсного нагрева поверхности ЭЛС В<sub>4</sub>С с  $F_{hf} \approx 6\text{--}7 \text{ МДж}\cdot\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-0,5}$  до  $T_{max} \approx 900\text{--}950 \text{ К}$

### ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

На рис. 13 показаны температуры, при достижении которых во время импульсного нагрева рассмотренных в работе покрытий и монокристаллического горячепрессованного карбида бора (температура выкрашивания ГП В<sub>4</sub>С определена в [34], температура плавления ГП В<sub>4</sub>С взята из [41]) происходят эрозионные процессы с потерей вещества. Видно, что для ДН В<sub>4</sub>С и АПН В<sub>4</sub>С минимальные температуры, при которых происходит выкрашивание или отслаивание, выше, чем температура выкрашивания ГП В<sub>4</sub>С. Этот результат свидетельствует о хороших механических свойствах покрытий, а также неплохой адгезии. ЭЛС В<sub>4</sub>С уступает всем показанным на рис. 13 методам изготовления карбида бора по причине плохой связи покрытия с вольфрамовой подложкой. Для улучшения адгезии требуется предварительная обработка поверхности с целью увеличения шероховатости или подбора материала для формирования промежуточного слоя.

Рис. 14 демонстрирует значения параметров потока тепла  $F_{hf}$ , при достижении которых во время импульсного нагрева поверхности горячепрессованного карбида бора, покрытий из карбида бора на

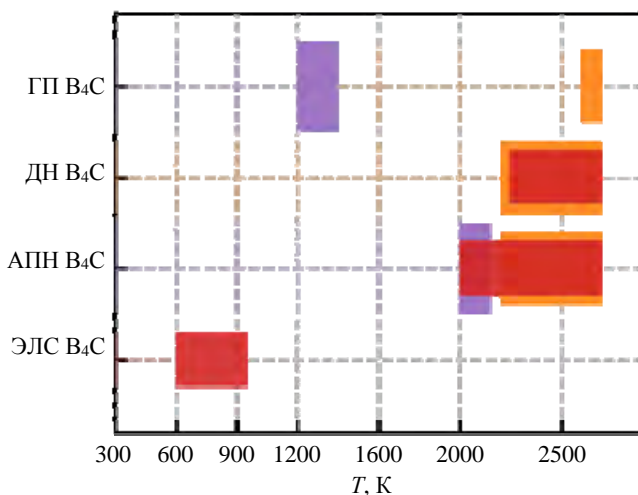


Рис. 13. Полученные в ходе экспериментов значения температур  $T$ , соответствующие процессам эрозии поверхности покрытий из карбида бора, и сравнение рассмотренных покрытий с монокристаллическим горячепрессованным карбидом бора [34, 41]: ■ — выкрашивание; ■ — плавление; ■ — отслаивание

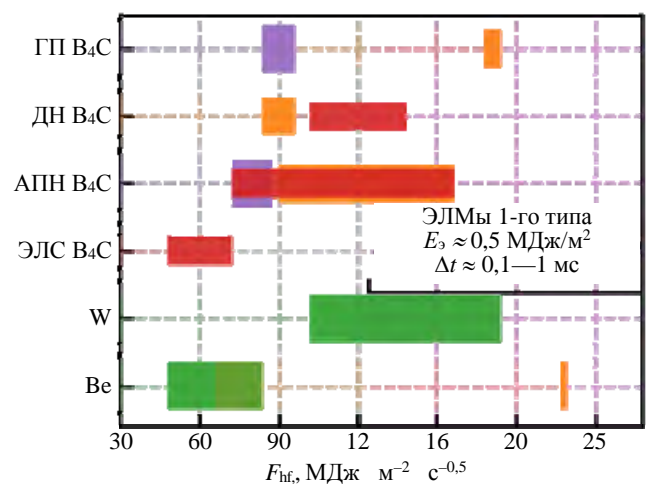


Рис. 14. Полученные в ходе экспериментов значения параметров потока тепла  $F_{hf}$ , соответствующие процессам эрозии поверхности покрытий из карбида бора. Сравнение рассмотренных покрытий с монокристаллическим горячепрессованным карбидом бора ГП В<sub>4</sub>С ( $F_{hf}$  для выкрашивания взято из [34],  $F_{hf}$  для плавления оценено по данным из [41]), вольфрамом (одиночные импульсы [10, 19], 102—103 импульса [11]) и бериллием (103—107 импульсов [37]): ■ — выкрашивание; ■ — плавление; ■ — отслаивание; ■ — растрескивание

вольфраме, вольфрама и бериллия начинаются эрозионные процессы с потерей вещества. Как отмечалось во введении, в работе [17] продемонстрировано, что образование трещин на поверхности вольфрама приводит к отделению микрочастиц. Поэтому процесс растрескивания следует рассматривать как ограничивающий фактор. Значение  $F_{hf}$  выкрашивания ГП В<sub>4</sub>С взято из [34],  $F_{hf}$  плавления оценено согласно формуле  $F_{hf} = (T - T_0)(\pi\chi\rho c)^{0.5}/2$  ( $T_0$  — начальная температура,  $\chi$  — теплопроводность,  $\rho$  — плотность,  $c$  — теплоёмкость) [10, 34] по данным из [41]. Сравнивая поведение покрытий и монолитной керамики, можно заметить, что при нагреве с одинаковым параметром потока тепла  $F_{hf}$  в случае покрытий достигается большая максимальная температура, что говорит о затруднённом теплоотводе. Тем не менее покрытия ДН В<sub>4</sub>С и АПН В<sub>4</sub>С демонстрируют хорошую устойчивость к импульсному нагреву, немного уступая вольфраму. Отслаивание с большой потерей вещества происходит при нагрузках, сравнимых с порогом растрескивания вольфрама.

При нагреве поверхности покрытия толщиной 50 мкм до температуры  $T \approx 2200$  К температура вблизи границы с вольфрамом будет около  $T \approx 1000$ — $1200$  К ( $\delta T \approx W_s \delta x / \chi$ , где  $\delta x = 50$  мкм,  $\chi$  — теплопроводность [33, 41]). Линейные коэффициенты температурного расширения (КТР) вольфрама и карбида бора, согласно нескольким источникам (рис. 15.), могут существенно отличаться, начиная с температуры  $T \approx 1000$  К. Видимо, отличие КТР при таких температурах является критическим и играет важную роль в процессе отслаивания покрытия из карбида бора от вольфрама при импульсном нагреве. Для улучшения ситуации требуется нанесение промежуточного слоя для компенсации разницы КТР. Возможным простым решением может быть увеличение толщины слоя с целью увеличить разницу температур на поверхности покрытия и границе между карбидом бора и вольфрамом во время импульсного нагрева.

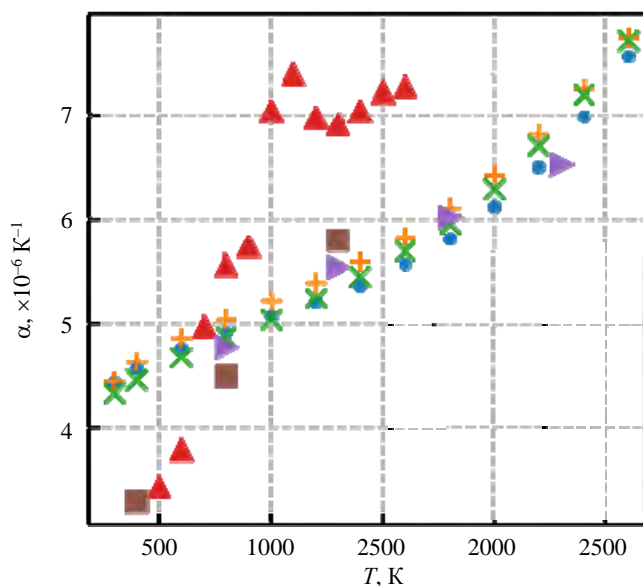


Рис. 15. Зависимость от температуры линейного КТР вольфрама (W № 1 — W № 3 [28—30]) и карбида бора (В<sub>4</sub>С № 1 — В<sub>4</sub>С № 3 [31—33]): ● — W № 1; + — W № 2; × — W № 3, ▲ — В<sub>4</sub>С № 1; ▼ — В<sub>4</sub>С № 2; ■ — В<sub>4</sub>С № 3

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты испытания импульсным нагревом покрытий из карбида бора показали перспективность продолжения работ по исследованию возможности применения покрытий из высокотемпературных керамик в качестве защиты обращённых к плазме компонентов термоядерных установок. Покрытия из В<sub>4</sub>С, нанесённые методами детонационного напыления и атмосферного плазменного напыления, с точки зрения устойчивости к импульсному нагреву, возможному на первой стенке и в диверторной зоне токамака ИТЭР, могут конкурировать с вольфрамом и бериллием.

Для окончательного представления о перспективах использования покрытия из карбида бора обращённых к плазме компонентов термоядерных установок требуется проведение комплексных исследований, позволяющих моделировать различные процессы, происходящие во время удержания термоядерной плазмы: распыление обращённых к плазме материалов потоками нейтральных частиц и плазмы, перепыление плёнок из компонентов распылённого материала, воздействие потоков нейтронов, поглощение и удержание изотопов водорода, а также непрерывный нагрев. Эти исследования представляется целесообразным провести в том числе и на действующих токамаках с длинным импульсом плазмы. Данная работа показала, что есть развитые методы нанесения керамических покрытий, например, метод детонационного напыления позволяет создавать качественные покрытия, а также может быть применён *in situ* с целью напыления керамики на обращённые к плазме компоненты токамака в силу возможности работы в вакууме с включённым магнитным полем и компактности установки в виде детонацион-

ной пушки. С использованием данного метода можно создавать покрытия из других высокотемпературных керамик, которые могут лучше подойти на роль обращённого к плазме материала термоядерной установки. Например,  $TiB_2$  и  $ZrB_2$  лишены многих недостатков карбида бора: данные высокотемпературные керамики не содержат в своём составе углерод, а также обладают лучшей тепло- и электропроводностью [41—44]. Поэтому в планы дальнейших работ входит детальное изучение не только карбида бора, но и других перспективных керамик. Кроме того, планируется проведение экспериментов по исследованию эрозии покрытий в случае характерного для первой стенки токамаков более длительного нагрева.

Работа по подготовке системы лазерного нагрева для испытания керамик была частично поддержана грантом РФФИ № 23-19-00212.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Pitts R.A. et al.** A full tungsten divertor for ITER: Physics issues and design status. — *J. of Nuclear Materials*, 2013, vol. 438, p. S48—S56.
2. **Greenwald M.** Alcator C-Mod and the high magnetic field approach to fusion. — In: *Magnetic Fusion Energy*, Woodhead Publishing, 2016, p. 295—332.
3. **Neu R. et al.** 5. ASDEX Upgrade. — *Ibid.*, p. 93—118.
4. **Philipps V. et al.** Overview of the JET ITER-like Wall Project. — *Fusion Eng. and Des.*, 2010, vol. 85, № 7, p. 1581—1586.
5. **Tsuru D. et al.** Design, research and development for plasma facing components in JT-60SA. — *Physica Scripta*, 2020, vol. 2020, № T171, p. 014023.
6. **Biedermann C. et al.** Spectroscopy of highly charged tungsten ions relevant to fusion plasmas. — *Ibid.*, 2009, vol. 2009, № T134, p. 014026.
7. **Leonard A.W.** Edge-localized-modes in tokamaks. — *Physics of Plasmas*, 2014, vol. 21, № 9, p. 090501.
8. **Loarte A. et al.** Transient heat loads in current fusion experiments, extrapolation to ITER and consequences for its operation. — *Nuclear Materials and Energy*, 2007, vol. 2007, № T128, p. 222.
9. **Linke J. et al.** Challenges for plasma-facing components in nuclear fusion. — *Matter. and Radiation at Extremes*, 2019, vol. 4, p. 056201.
10. **Pintsuk G. et al.** Investigation of tungsten and beryllium behaviour under short transient events. — *Fusion Eng. and Des.*, 2007, vol. 82, № 15, p. 1720—1729.
11. **Huber A. et al.** Investigation of the impact of transient heat loads applied by laser irradiation on ITER-grade tungsten. — *Physica Scripta*, 2014, vol. 2014, № T159, p. 014005.
12. **Shoshin A.A. et al.** Plasma-Surface Interaction during ITER Type 1 ELMs: Comparison of Simulation with QSPA KH-50 and the GOL-3 Facilities. — *Fusion Science and Technology*, 2011, vol. 59, № 1T, p. 57—60.
13. **Arzhannikov A.V. et al.** Surface modification and droplet formation of tungsten under hot plasma irradiation at the GOL-3. — *J. of Nuclear Materials*, 2013, vol. 438, p. S677—S680.
14. **Shoshin A.A. et al.** Study of plasma-surface interaction at the GOL-3 facility. — *Fusion Eng. and Des.*, 2017, vol. 114, p. 157—179.
15. **Vyacheslavov L.N. et al.** Novel electron beam based test facility for observation of dynamics of tungsten erosion under intense ELM-like heat loads. — *AIP Conference Proceedings*, 2016, vol. 1771, p. 060004.
16. **Vyacheslavov L.N. et al.** Diagnostics of the dynamics of material damage by thermal shocks with the intensity possible in the ITER divertor. — *Physica Scripta*, 2018, vol. 93, № 3, p. 035602.
17. **Vasilyev A.A. et al.** Continuous laser illumination for in situ investigation of tungsten erosion under transient thermal loads. — *Fusion Eng. and Des.*, 2019, vol. 146, p. 2366—2370.
18. **Vasilyev A.A. et al.** In-situ imaging of tungsten surface modification under ITER-like transient heat loads. — *Nuclear Materials and Energy*, 2017, vol. 12, p. 553—558.
19. **Vyacheslavov L.N. et al.** In-situ study of the processes of damage to the tungsten surface under transient heat loads possible in ITER. — *J. of Nuclear Materials*, 2021, vol. 544, p. 152669.
20. **Yehia A. et al.** Ceramic  $SiC/B_4C/TiC/C$  composites as plasma facing components for fusion reactors. — *Ibid.*, 1996, vol. 233—237, p. 1266—1270.
21. **Begrambekov L.B., Buzhinskij O.I.** Features and advantages of boron carbide as a protective coating of the tokamak first wall. — *Plasma Devices and Operations*, 2007, vol. 15, № 3, p. 193—199.
22. **Kötterl S. et al.** Development of Thick  $B_4C$  Coatings for the First Wall of W7-X. — *Physica Scripta*, 2001, vol. 2001, № T91, p. 117.
23. **Maruyama T. et al.** Effect of Fast Neutron Irradiation on the Properties of Boron Carbide Pellet. — *J. of Nuclear Science and Technology*, 1997, vol. 34, № 10, p. 1006—1014.
24. **Yamauchi Y. et al.** Hydrogen retention of  $B_4C$  converted graphite. — *J. of Nuclear Materials*, 1995, vol. 220—222, p. 851—855.
25. **Ulianitsky V.Yu. et al.** Computer-controlled detonation spraying: flexible control of the coating chemistry and microstructure. — *Metals*, 2019, vol. 9, № 12, p. 1244.
26. **Бинцева А.А. и др.** Плазменное напыление покрытий из порошков карбида бора. — *Актуальные проблемы в машиностроении*, 2020, т. 7, № 1—2, с. 121—127.
27. **Yushkov Yu.G. et al.** Electron-Beam Synthesis of dielectric coatings using forevacuum plasma electron sources (Review). — *Coatings*, 2022, vol. 12, № 82, p. 1—39.

28. **Ablaster J.W.** Selected values of the crystallographic properties of the elements. — In: Materials Park-ASM International. Cleveland, OH, USA, 2018.
29. **Dorogokupets P.I. et al.** Optimization of experimental data on heat capacity, volume, bulk moduli of minerals. — *Petrology*, 1999, vol. 7, № 6, p. 574—591.
30. **Bodryakov V.Yu.** Correlation of temperature dependences of thermal expansion and heat capacity of refractory metal up to the melting point: tungsten. — *High Temperature*, 2015, vol. 53, № 5, p. 643—648.
31. **Tsagareishvili G.V. et al.** Thermal expansion of boron and boron carbide. — *J. of the Less-Common Metals*, 1986, vol. 117, p. 159—161.
32. **CCD-Material-Charts**, Material Properties Charts, Source: NIST; www.ceramics.nist.gov.
33. **Morrell R.** Handbook of Properties of Technical and Engineering Ceramics. Part 1. An Introduction for the Engineer and Designer. National Physics Laboratory, London, 1985.
34. **Cherepanov D.E. et al.** In situ study of thermal shock damage to high-temperature ceramics. — *Nuclear Materials and Energy*, 2023, vol. 36, p. 101495.
35. **Yu J.H. et al.** ITER-relevant transient heat loads on tungsten exposed to plasma and beryllium. — *Physica Scripta*, 2014, vol. 2014, № T159, p. 014036.
36. **Soukhanovskii V. et al.** Advanced divertor configurations with large flux expansion. — *J. of Nuclear Materials*, 2013, vol. 438, p. S96—S101.
37. **Spilker B. et al.** High pulse number transient heat loads on beryllium. — *Nuclear Materials and Energy*, 2017, vol. 12, p. 1184—1188.
38. **Suslova A. et al.** Recrystallization and grain growth induced by ELMs-like transient heat loads in deformed tungsten samples. — *Scientific Reports*, 2014, vol. 4, № 6845.
39. **Polyanin A.D. et al.** Handbook of Linear Partial Differential Equations for Engineers and Scientists, First ed. — Chapman & Hall/CRC, 2002.
40. **Larruquert J.I. et al.** Self-consistent optical constants of sputter-deposited B4C thin films. — *J. of the Optical Society of America A*, 2012, vol. 29, № 1, p. 117—123.
41. **Pierson H.O.** 8. Characteristics and properties of silicon carbide and boron carbide. — In: Handbook of Refractory Carbides and Nitrides, 1996, p. 137—155.
42. **Munro R.G.** Material Properties of Titanium Diboride. — *J. of Research of the National Institute of Standards and Technology*, 2000, vol. 105, № 5, p. 709—720.
43. **Zimmermann J.W.** Thermophysical Properties of ZrB<sub>2</sub> and ZrB<sub>2</sub>-SiC Ceramics. — *J. of the American Ceramic Society*, 2008, vol. 91, № 5, p. 1405—1411.
44. **Rahman M.** Electrical Resistivity of Titanium Diboride and Zirconium Diboride. — *Ibid.*, 1995, vol. 78, № 5, p. 1380—1382.



Дмитрий Евгеньевич Черепанов, инженер-исследователь; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия  
 P.D.E.Cherepanov@inp.nsk.su



Александр Владимирович Бурдаков, г.н.с., д.ф.-м.н.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГТУ, 630073 Новосибирск, пр-т К. Маркса 20, Россия  
 A.V.Burdakov@inp.nsk.su



Леонид Николаевич Вячеславов, г.н.с., д.ф.-м.н.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия  
 L.N.Vacheslavov@inp.nsk.su



Сергей Романович Казанцев, м.н.с.; ИХТМ СО РАН, 630090 Новосибирск, ул. Кутателадзе 18, Россия; ЦКП «СКИФ», Институт катализа им. Г.К. Борескова СО РАН, 630559 Новосибирская область, р.п. Кольцово, пр. Никольский 1, Россия  
 s.kazantsev@alumni.nsu.ru



Игорь Васильевич Кандауров, н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия  
 I.V.Kandaurov@inp.nsk.su



Александр Александрович Касатов, н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия  
 A.A.Kasatov@inp.nsk.su



Анатолий Витальевич Красильников, д.ф.-м.н., директор; Частное учреждение Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» «Проектный центр ИТЭР», 123060 Москва, ул Расплетина 11, корп. 2, Россия  
A.Krasilnikov@iterf.ru



Владимир Андреевич Попов, м.н.с.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090, Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия  
V.A.Popov@inp.nsk.su



Георгий Андреевич Рыжков, инженер-исследователь; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия  
ryzhkov.george98@gmail.com



Андрей Алексеевич Шошин, с.н.с., к.ф.-м.н.; ИЯФ им. Г.И. Будкера СО РАН, 630090 Новосибирск, пр-т Академика Лаврентьева 11, Россия; НГУ, 630090 Новосибирск, ул. Пирогова 1, Россия; НГТУ, 630073 Новосибирск, пр-т К. Маркса 20, Россия  
A.A.Shoshin@inp.nsk.su

Статья поступила в редакцию 15 января 2024 г.  
После доработки 16 января 2024 г.  
Принята к публикации 17 января 2024 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 89—98.

УДК 533.924

**ПОВЕДЕНИЕ ВОЛЬФРАМА С ПОКРЫТИЕМ ИЗ КАРБИДА БОРА  
ПРИ ВОЗДЕЙСТВИИ ИНТЕНСИВНЫХ ПЛАЗМЕННЫХ ПОТОКОВ***И.М. Позняк<sup>1,2</sup>, И.А. Алябьев<sup>1,2</sup>, В.Л. Подковыров<sup>1</sup>, В.А. Барсук<sup>1</sup>, В.Ю. Цыбенко<sup>1,2</sup>, Е.З. Бирюлин<sup>1,2</sup>,  
Е.Д. Федулаев<sup>1,2</sup>, З.И. Новоселова<sup>1,2</sup>*<sup>1</sup>ГНЦ РФ Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований, Троицк, Москва, Россия<sup>2</sup>Московский физико-технический институт (национальный исследовательский университет), Москва, Россия

В настоящее время в проекте ИТЭР обсуждается возможность перехода на полностью вольфрамовую облицовку первой стенки. Это ставит под угрозу достижение ключевых целей проекта. Нанесение на вольфрам покрытия из карбида бора В<sub>4</sub>С толщиной не более 50 мкм рассматривается как одно из возможных решений. В работе описаны результаты испытаний образцов вольфрама с покрытием из карбида бора при воздействии интенсивного потока дейтериевой плазмы на установке КСПУ-Т. Тепловая нагрузка на образцы доходила до  $w_e = 1,4$  ГВт/м<sup>2</sup>, длительность воздействия 1 мс. В ходе плазменных испытаний наблюдается хрупкое разрушение карбида бора за счёт растрескивания. Этот процесс сопровождается выкрашиванием кусочков покрытия. Для образца, полученного методом детонационного напыления, наблюдаются вздутия слоя карбида бора. Последующее воздействие плазмы приводит к разрушению материала и образованию кратеров эрозии в местах вздутия. Поэтому даже при более низкой тепловой нагрузке (1,1 ГВт/м<sup>2</sup> вместо 1,4 ГВт/м<sup>2</sup>) слой В<sub>4</sub>С, нанесённый на вольфрам детонационным напылением, эродирует сильнее, чем слой В<sub>4</sub>С, нанесённый с помощью атмосферного плазменного напыления.

**Ключевые слова:** ИТЭР, защитные покрытия, карбид бора, вольфрам, эрозия материалов, испытания материалов, плазменные ускорители, КСПУ-Т.

**BEHAVIOR OF TUNGSTEN COATED WITH BORON CARBIDE EXPOSED  
TO INTENSE PLASMA STREAM***I.M. Poznyak<sup>1,2</sup>, I.A. Aliabev<sup>1,2</sup>, V.L. Podkovyrov<sup>1</sup>, V.A. Barsuk<sup>1</sup>, V.Yu. Tsybenko<sup>1,2</sup>, E.Z. Biryulin<sup>1,2</sup>,  
E.D. Fedulaev<sup>1,2</sup>, Z.I. Novoselova<sup>1,2</sup>*<sup>1</sup>State Research Center of Russian Federation Troitsk Institute for Innovation & Fusion Research, Troitsk, Moscow, Russia<sup>2</sup>Moscow Institute of Physics and Technology, Moscow, Russia

To date, possibility of usage a fully tungsten coating of the first wall is being discussed within ITER project. As a result, the key objectives of the project may not be achieved. Tungsten coatings with boron carbide B<sub>4</sub>C with a thickness of no more than 50 microns are considered as one of the possible solutions. This paper describes the results of testing boron carbide coated tungsten samples under action of an intense deuterium plasma stream at QSPA-T plasma gun. The heat load on the samples reached  $w_e = 1.4$  GW/m<sup>2</sup>, the pulse duration was 1 ms. During plasma experiments, brittle destruction of boron carbide due to material cracking is observed. This process is accompanied by the staining of the coating pieces. Surface swelling is observed for the sample obtained by detonation spraying. Subsequent plasma exposure leads to the B<sub>4</sub>C destruction and formation of erosion craters in places of swelling. Therefore, even at a lower thermal load (1.1 GW/m<sup>2</sup> instead of 1.4 GW/m<sup>2</sup>) B<sub>4</sub>C layer deposited on tungsten by detonation spraying erodes strongly than the B<sub>4</sub>C layer deposited by atmospheric plasma spraying.

**Key words:** ITER, armour material, boron carbide, tungsten, materials erosion, materials testing, plasma guns, QSPA-T.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-99-110

**ВВЕДЕНИЕ**

В настоящее время вольфрам рассматривается в качестве обращённого к плазме материала защитного покрытия вакуумной камеры токамака-реактора ИТЭР. По теплофизическим характеристикам этот металл превосходит большинство доступных в промышленности материалов. Он обладает хорошей теплопроводностью и самой высокой температурой плавления (3695 К), за счёт чего способен отводить с поверхности большие потоки тепла, не расплавляясь [1]. Как на токамаках, так и в лабораторных экспериментах отмечается низкий уровень захвата водорода в вольфрамовые защитные покрытия [2, 3]. Эрозия вольфрама за счёт химического распыления относительно мала [4].

Несмотря на перечисленные преимущества, вольфрам не может считаться идеальным материалом первой стенки термоядерного реактора. Его сложно обрабатывать, под действием нейтронов вольфрам становится радиоактивным. Облучение плазмой при температурах ниже температуры перехода из пластичного в хрупкое состояние (400—600 °С) приводит к растрескиванию, снижению теплопроводности и

выбросу «пыли» в камеру токамака [5]. Кроме этого, во время переходных процессов в ИТЭР возможно плавление вольфрамовых защитных покрытий, которое будет сопровождаться инжекцией капель в вакуумную камеру [6]. Из-за большого  $Z$  поступление примесей вольфрама в термоядерную плазму должно быть строго ограничено на уровне  $10^{-5}$  от её плотности.

В связи с этим актуальны как поиск альтернативных материалов для изготовления обращённых к плазме панелей вакуумной камеры термоядерного реактора, так и создание технологий по нанесению тонких защитных покрытий на поверхность вольфрама прямо во время разряда. В качестве перспективной замены вольфраму как объёмному материалу рассматривается керамика  $TiB_2-AlN$ . В случае использования вольфрамовой первой стенки предполагается нанесение покрытия из карбида бора  $B_4C$  толщиной от сотен нанометров до нескольких десятков микрон на её поверхность.

Для обоснованного выбора материалов, конструкции и технологии изготовления панелей первой стенки и дивертора нужны экспериментальные данные о поведении макетов защитных покрытий вакуумной камеры термоядерного реактора под действием мощных плазменно-тепловых нагрузок. Нагрузки, ожидаемые во время переходных процессов в ИТЭР (срывы, периферийная локальная неустойчивость — ЭЛМы, вертикальные смещения плазменного шнура, убегающие электроны), не достигаются на современных токамаках. Поэтому для лабораторных испытаний защитных покрытий дивертора и первой стенки ИТЭР требуются установки, способные создавать плазменно-тепловые потоки высокой интенсивности. Для этого подходят электронные и ионные пучки, лазеры, магнитные плазменные ловушки, линейные плазменные установки, импульсные и квазистационарные плазменные ускорители. Число таких установок в мире весьма ограничено, и ни одна из них не воспроизводит всей совокупности условий, ожидаемых во время переходных процессов в ИТЭР. Поэтому задача экспериментальных исследований состоит в том, чтобы изучить основные физические закономерности взаимодействия мощных потоков плазмы с веществом в условиях, максимально приближенных к условиям в ИТЭР. Понимание физической картины взаимодействия и наличие надёжных экспериментальных данных позволят создать адекватные расчётные модели взаимодействия плазмы с материалами, с помощью которых можно будет экстраполировать величину эрозии и поступление примесей в термоядерную плазму на условия ИТЭР. Выполненные ранее исследования карбида бора показали перспективность этого материала при использовании в качестве обращённого к плазме защитного покрытия вакуумной камеры термоядерного реактора [7—9]. В рамках данной работы основное внимание было сосредоточено на экспериментальном исследовании эрозии тонкого защитного слоя карбида бора ( $h \approx 50$  мкм), нанесённого на поверхность вольфрама методами детонационного и атмосферного плазменного напыления, при воздействии интенсивного потока дейтериевой плазмы.

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ТЕХНИКА И ДИАГНОСТИКА

Эксперименты по облучению мишеней плазмой проводились на квазистационарном сильноточном плазменном ускорителе КСПУ-Т (АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Москва, Троицк) [10]. Ускорение плазмы происходит под действием силы Ампера, возникающей при взаимодействии тока, текущего через разрядный промежуток между коаксиальными электродами ускорителя, с собственным магнитным полем. Длительность плазменного потока определяется временем существования напряжения между электродами ускорителя, поскольку плазмообразующий газ подаётся в разрядный промежуток непрерывно.

Питание ускорителя происходит от шести секций конденсаторной батареи ёмкостью по 16 мФ. Схема коммутации батарей позволяет менять длительность плазменного потока от 0,25 до 1 мс. При максимальном напряжении на батарее 5 кВ запасённая в ней энергия составляет 1,2 МДж.

Исследуемые образцы располагаются в цилиндрической камере диаметром 40 см на расстоянии 25 см от электродов ускорителя. Угол падения потока плазмы на мишень равен 0 (нормальное падение). Общая схема эксперимента показана на рис. 1.

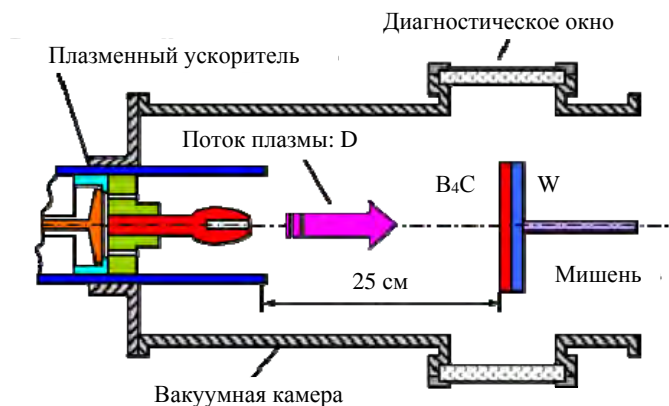


Рис. 1. Схема облучения мишеней дейтериевой плазмой на установке КСПУ-Т

В качестве плазмообразующего газа в описываемых экспериментах использовался дейтерий. Тепловая нагрузка, поступающая с плазмой на поверхность образцов, варьировалась за счёт изменения напряжения  $U$  на конденсаторной батарее. Длительность воздействия была фиксирована и составляла 1,0 мс. Характеристики плазменного потока установки КСПУ-Т:

Длительность потока $t$ , мс . . .	0,25—1,0
Скорость потока $V_i$ , км/с . . .	100—300
Энергия ионов $E_i$ , кэВ . . .	0,1—0,9
Плотность энергии $Q$ , МДж/м <sup>2</sup> . . .	0,2—5
Фактор теплового воздействия $F_{HF}$ , МДж/(м <sup>2</sup> ·с <sup>0.5</sup> ) . . .	<160
Плотность плазмы $n$ , м <sup>-3</sup> . . .	(1—10)10 <sup>22</sup>
Диаметр потока $D$ , см . . .	6—7

В экспериментах использовались два вольфрамовых образца, покрытые слоем карбида бора толщиной  $\approx 50$  мкм. Один из них получен путём детонационного напыления (ДН) карбида на вольфрамовую пластину толщиной 2 мм (ИГиЛ СО РАН [11], Новосибирск), второй — в результате атмосферного плазменного напыления (АПН) на пластину толщиной 8 мм (ИТПМ СО РАН, Новосибирск). Поперечные размеры образцов одинаковы и равны 20×20 мм. К более толстому образцу с тыльной стороны припаяна медная пластина толщиной  $h = 2$  мм.

Внешний вид и увеличенные изображения участков поверхности образцов показаны на рис. 2 и 3. До облучения плазмой на установке КСПУ-Т оба образца были задействованы в экспериментах по имитации воздействия импульсных тепловых нагрузок, характерных для ЭЛМов в ИТЭР на лазерной установке в ИЯФ СО РАН [11]. Поэтому на оптических изображениях поверхности заметны незначительные структурные повреждения ещё до начала эксперимента — область 1 (выделена красным цветом) для покрытия, полученного методом ДН, область 2 — для покрытия АПН.

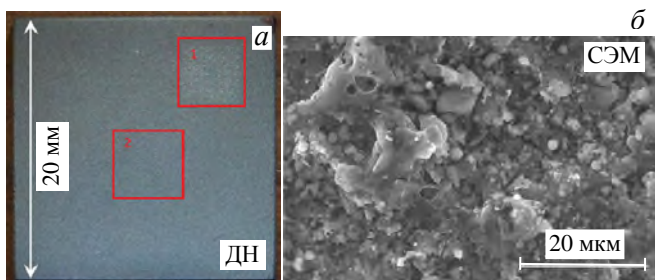


Рис. 2. Внешний вид (а) и изображение с электронного микроскопа (б) покрытия В<sub>4</sub>С, нанесённого на вольфрам методом ДН

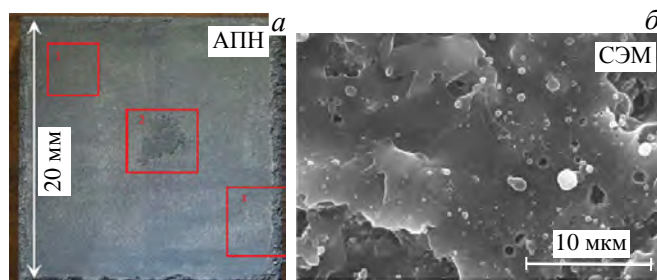


Рис. 3. Внешний вид (а) и изображение с электронного микроскопа (б) покрытия В<sub>4</sub>С, нанесённого на вольфрам методом АПН

При больших увеличениях (5—10 тысяч раз) видно, что покрытия имеют неоднородную структуру. На поверхности заметны следы эрозии — плавления, растрескивания, шелушения, в значительном количестве присутствует мелкая пыль в виде шариков размером менее 1 мкм.

Зависимость тепловой нагрузки  $Q$  на поверхность от напряжения зарядки  $U$  конденсаторной батареи, запитывающей плазменный ускоритель, измерялась с помощью термопарного калориметра (рис. 4, а).

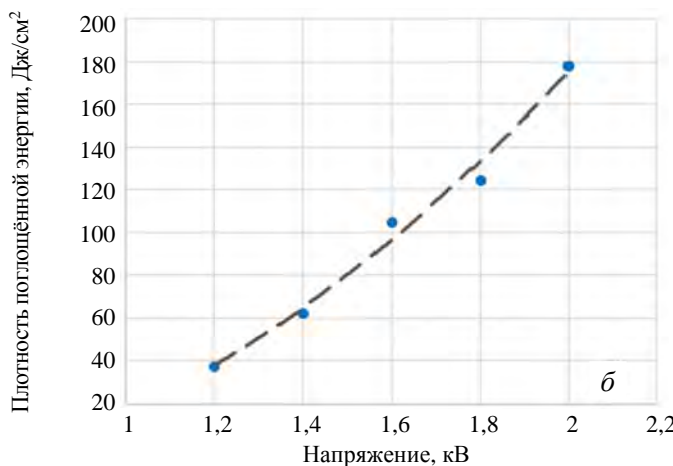


Рис. 4. Внешний вид калориметра (а) и зависимость плотности поглощённой энергии от тепловой нагрузки (б)

Приёмный элемент калориметра — медная пластина размером 20×20 мм и толщиной  $h = 3$  мм. Она закреплена по центру мишени из нержавеющей стали (157×157 мм,  $h = 5$  мм) двумя крепёжными пластинками из меди. По центру мишени просверлено отверстие, через которое проходит хромель-алюмелевая термопара чувствительностью 41 мкВ/К. Термопара поджата к тыльной стороне медной пластины с помощью подкладки из вакуумной резины. Плотность энергии, поглощённая калориметром, вычисляется следующим образом:  $Q = \rho ch\Delta T_i$ , где  $\rho$  — плотность;  $c$  — удельная теплоёмкость;  $h$  — толщина медной пластины;  $\Delta T$  — изменение её температуры в результате плазменного воздействия.

Измеренная зависимость  $Q(U)$  показана на рис. 4, б. При увеличении напряжения  $U$  от 1,2 до 2,0 кВ плотность поглощённой материалом энергии  $Q$  возрастает от 0,4 до 1,8 МДж/м<sup>2</sup>. При длительности плазменного воздействия  $\tau = 1$  мс это соответствует фактору теплового воздействия  $F_{HF} = Q/\sqrt{\tau}$ ,  $F_{HF} \approx 13\text{—}57$  МДж/(м<sup>2</sup>·с<sup>0,5</sup>), что по верхней границе превосходит порог плавления вольфрама 45—50 МДж/(м<sup>2</sup>·с<sup>0,5</sup>).

После облучения плазмой поверхность образцов изучалась на оптическом и электронном микроскопах. Методами рентгеноспектрального анализа были измерены изменения в элементном и фазовом составе покрытия.

### ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ НАГРЕВА МАТЕРИАЛА ТЕПЛОВЫМ ИМПУЛЬСОМ

Для определения пороговых тепловых нагрузок, соответствующих нагреву поверхности образцов до температуры плавления и сублимации карбида бора, была построена численная модель прогрева материала тепловым импульсом. По результатам моделирования выбран диапазон тепловых нагрузок, при которых проводилось облучение мишеней дейтериевой плазмой на установке КСПУ-Т.

В модели решается уравнение теплопроводности

$$\rho C_p^{eq} \frac{\partial T}{\partial t} - \nabla A(k\nabla T) = Q, \quad (1)$$

где  $\rho$  — плотность, кг/м<sup>3</sup>;  $C_p^{eq}$  — «эквивалентная» удельная теплоёмкость, Дж/(кг·К) [12];  $k$  — коэффициент теплопроводности, Вт/(м·К);  $T$  — температура, К;  $t$  — время, с;  $Q$  — функция источников тепла, Вт/м<sup>3</sup>. Полагаем, что объёмных источников тепла нет —  $Q = 0$ .

На поверхность мишени, обращённую к плазме, приходит тепловой поток  $w = w_e + w_v + w_r$  (рис. 5), где  $w_e$  — поток мощности от плазменного ускорителя;  $w_v$  — поток мощности, уносимый материалом при испарении, Вт/м<sup>2</sup>;  $w_r$  — поток мощности излучения с поверхности, Вт/м<sup>2</sup>. Поток  $w_e$  задаётся постоянным значением из диапазона 0,1—1,8 ГВт/м<sup>2</sup> длительностью  $\tau = 1$  мс.



Рис. 5. Геометрия расчётной области, начальные и граничные условия задачи о прогреве материала тепловым импульсом

Задняя поверхность мишени считается теплоизолированной  $\frac{\partial w}{\partial x} = 0$  (см. рис. 5). Начальная температура вольфрама и покрытия принята равной 300 К. Нестационарное уравнение теплопроводности решается в одномерной постановке.

Давление, обусловленное испарением металла, описывается формулой [13]

$$P_v = \frac{1}{2}(1 + \beta)P_o \exp\left(\frac{H_v \mu}{R} \left(\frac{1}{T_v} - \frac{1}{T}\right)\right), \quad (2)$$

где  $H_v$  — удельная теплота испарения (сублимации), Дж/кг;  $\mu$  — молярная масса материала, г/моль;  $R$  — универсальная газовая постоянная, Дж/(моль·К);  $P_o$  — атмосферное давление, Па;  $T_v$  — температура ис-

парения (сублимации) при атмосферном давлении,  $K$ ;  $\beta$  — доля испаренных частиц, вернувшихся в расплав. Полагаем, что испарение происходит в вакуум, а эффект паровой экранировки [14] отсутствует, поэтому  $\beta = 0$ .

Мощность потерь на испарение  $w_v$  можно найти из выражения

$$w_v = -H_v \sqrt{\frac{\mu}{2\pi RT}} P_v. \quad (3)$$

Поток мощности на излучение вычисляется по закону Стефана—Больцмана

$$w_r = \varepsilon \sigma (T^4 - T_o^4), \quad (4)$$

где  $\varepsilon$  — степень черноты тела (для В<sub>4</sub>С принятая равной 1);  $\sigma$  — постоянная Стефана—Больцмана, Вт/(м<sup>2</sup>·К<sup>4</sup>);  $T_o$  — начальная температура.

Физические свойства материалов, такие как плотность, теплоёмкость и теплопроводность, принимались зависящими от температуры. Вблизи фазового перехода (плавления) зависимости моделировались сглаженной функцией Хэвисайда

$$a = a^s + (a^l - a^s) Hf(T = T_m, dT), \quad (5)$$

где  $T_m$  — температура плавления, К;  $dT$  — «температурная» ширина фазового перехода, К; величина  $a = \rho, k, C$ ; показатели  $s$  и  $l$  обозначают твёрдую и жидкую фазу соответственно. Сглаженная функция Хэвисайда с непрерывной второй производной задаётся выражением

$$Hf(x, d) = \begin{cases} 0 & \text{при } x \leq -d; \\ 1 & \text{при } x \geq d; \\ 0,5 + 0,9375 \left(\frac{x}{d}\right) - 0,625 \left(\frac{x}{d}\right)^3 + 0,1875 \left(\frac{x}{d}\right)^5 & \text{при } -d \leq x \leq d. \end{cases} \quad (6)$$

Для моделирования фазового перехода (плавления) используется метод эквивалентной теплоёмкости [12]. Зависимость теплоёмкости от температуры содержит в себе удельную теплоту плавления:

$$C_p^{eq} = C_p^s + (C_p^l - C_p^s) Hf(T - T_m, dT) + H_m \exp\left(\frac{-(T - T_m)^2}{\sqrt{\pi d T^2}}\right), \quad (7)$$

где  $C_p^s$  — теплоёмкость вольфрама в твёрдой фазе, Дж/(кг·К);  $C_p^l$  — теплоёмкость в жидкой фазе, Дж/(кг·К);  $T_m$  — теплота плавления, К;  $H_m$  — удельная теплота плавления, Дж/кг.

Для некоторых материалов зависимость теплофизических величин известна не во всём температурном диапазоне. Помимо этого, нужно иметь в виду, что свойства тонких плёнок могут отличаться от свойств объёмного материала. Для В<sub>4</sub>С нет надёжных литературных данных по плотности и теплопроводности выше  $T = 2500$  К, поэтому в первом приближении считалось, что эти свойства постоянны выше указанного значения. Для остальных веществ во всём диапазоне исследуемых температур использовались аппроксимационные зависимости, предложенные в литературе [15—22]. Такие характеристики, как молярная масса, температура и удельная теплота фазовых переходов, используемые в расчётной модели, представлены в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Некоторые теплофизические свойства веществ, используемые при численном моделировании

Материал	$\mu$ , г/моль	$T_m$ , К	$H_m$ , кДж/кг	$T_v$ , К	$H_v$ , кДж/кг
Cu	63,5	1356	205	2840	4800
W	183,84	3695	284,5	5828	4482
B	10,81	2349	4937	4139	46 665
C	12,01	—	—	4200	59 112
В <sub>4</sub> С	55,25	2743	1893	3773	53 880

Углерод при нагревании при атмосферном давлении сублимируется, поэтому для него в выражении (7) отсутствует член с экспонентой. Карбид бора при высоких температурах разлагается, поэтому для

него неприменима формула (2) для давления насыщенного пара. Считается, что давление насыщенного пара над карбидом бора можно вычислить по закону Рауля

$$P_v^{B_4C} = x_B P_v^B + x_C P_v^C, \tag{8}$$

где  $P_v^B$  и  $P_v^C$  — давление насыщенных паров бора и углерода при температуре  $T$ ;  $x_B = 4/5$  и  $x_C = 1/5$  — мольные доли этих газов в паре. Далее из формул (8) и (3) для карбида бора можно рассчитать давление насыщенного пара и поток тепла, уносимый с поверхности из-за испарения.

### РЕЗУЛЬТАТЫ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

Верификация численной модели нагрева материала тепловым импульсом осуществлялась на экспериментальных данных, полученных в ходе измерения зависимости плотности энергии, поглощённой медным калориметром, от напряжения на электродах ускорителя (см. рис. 4, б). На рис. 6, а показано сопоставление расчётных и экспериментальных данных об интегральном нагреве приёмной пластины калориметра при варьировании мощности в приходящем на поверхность тепловом потоке  $w_e$ . Видно хорошее совпадение результатов.

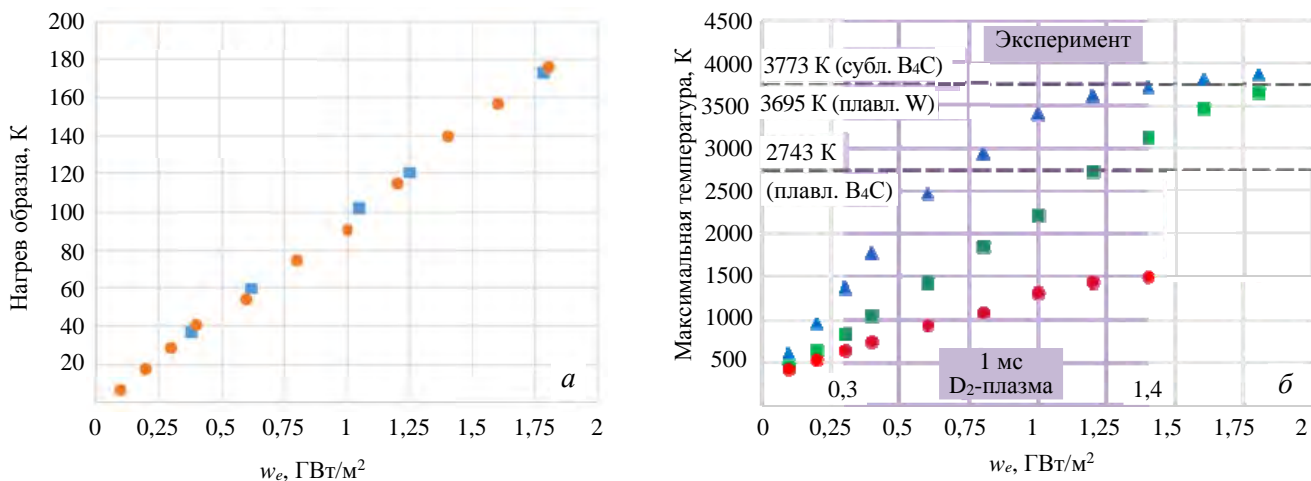


Рис. 6. Рост температуры приёмной пластины калориметра при увеличении тепловой нагрузки: экспериментальные (■) и расчётные значения (●) (а), расчёты максимальной температуры  $T_{max}$  на поверхности карбида бора (▲), вольфрама без покрытия (■) и вольфрама, покрытого 50 мкм  $W_4C$  (●)

В диапазоне тепловых нагрузок  $Q = 0,1—1,8$  ГВт/м² при длительности воздействия 1 мс были проведены расчёты максимальной температуры  $T_{max}$  на поверхности карбида бора, вольфрама без покрытия и вольфрама, покрытого слоем 50 мкм  $W_4C$  (см. рис. 6, б). Видно, что при  $Q = 0,7$  ГВт/м² поверхность карбида достигает температуры плавления 2743 К. Температура сублимации карбида 3773 К достигается при  $Q \geq 1,5$  ГВт/м². Дальнейший рост температуры покрытия оказывается замедлен из-за интенсивного испарения материала.

Плавление вольфрама без покрытия (3695 К) ожидается при  $Q \geq 1,8$  ГВт/м². Карбид бора эффективно защищает вольфрам от перегрева. С ростом тепловой нагрузки  $Q$  до 1,4 ГВт/м² температура на границе  $W_4C/W$  постепенно достигает  $T_{max} \approx 1500$  К. Дальнейшее увеличение  $Q$  не ведёт к сколь либо заметному росту температуры из-за интенсивного испарения  $W_4C$ .

Таким образом, первичные эксперименты по исследованию эрозии тонкого защитного слоя  $W_4C$  на поверхности вольфрама при воздействии мощного потока дейтериевой плазмы следует проводить в диапазоне тепловых нагрузок  $Q = 0,3—1,4$  ГВт/м² (длительность воздействия 1 мс). Указанный диапазон  $Q$  охватывает весь температурный диапазон защитного покрытия (вплоть до температуры сублимации карбида).

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

В ходе экспериментов были проведены две серии облучения вольфрамовых образцов с покрытием  $W_4C$  потоками дейтериевой плазмы на установке КСПУ-Т. Длительность облучения в каждом пуске бы-

ла одинакова и равна 1 мс. Тепловая нагрузка в каждой серии постепенно увеличивалась. Первая серия состояла из пяти последовательных облучений образца, полученного методом АПН. Тепловая нагрузка в серии принимала значения  $w_e = 0,3; 0,5; 0,8; 1,0; 1,4$  ГВт/м<sup>2</sup>. Вторая серия — четыре облучения образца, полученного методом ДН, при  $w_e = 0,4; 0,6; 1,0; 1,1$  ГВт/м<sup>2</sup>. Изображения поверхности образцов после облучения показаны на рис. 7.

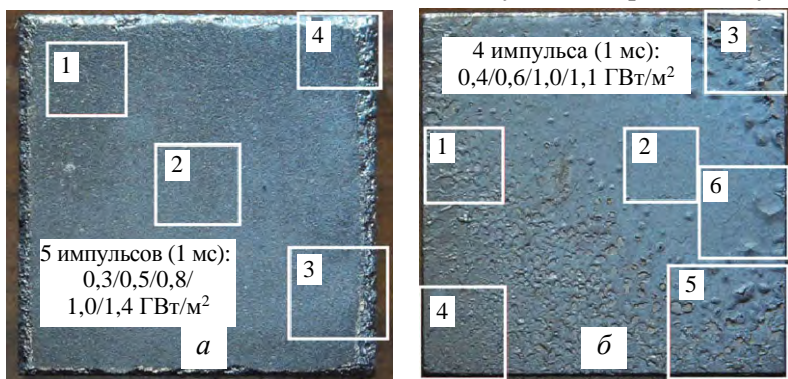


Рис. 7. Поверхность образцов после облучения плазмой: *a* — АПН; *б* — ДН

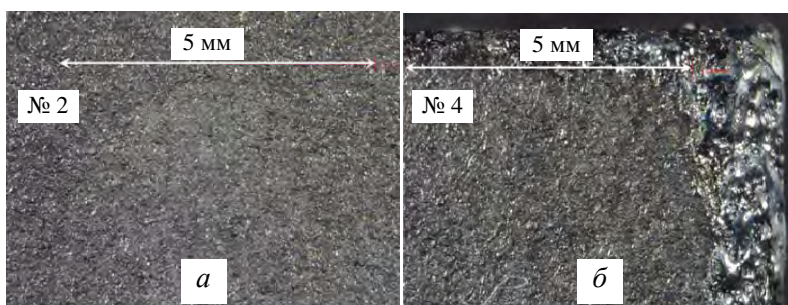


Рис. 8. Оптические изображения участков поверхности образца АПН после облучения плазмой

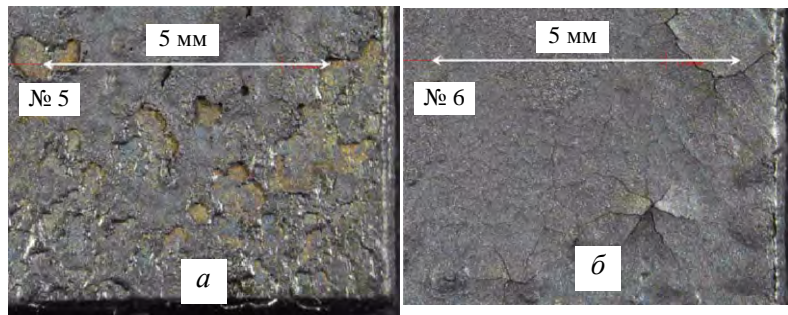


Рис. 9. Оптические изображения участков поверхности образца ДН после облучения плазмой

Покрытие из карбида бора, нанесённое методом АПН, не претерпело существенных изменений. Поверхность образца выглядит достаточно однородной (рис. 8, *a*). Вблизи кромок, которые, как правило, сильнее нагреты, наблюдается испарение защитного слоя, что приводит к плавлению вольфрама (рис. 8, *б*).

Несмотря на более низкие тепловые нагрузки и меньшее число плазменных воздействий, поверхность образца, полученного методом ДН, выглядит более повреждённой (см. рис. 7, *б*). Во многих местах (области 1, 3, 4, 5) заметно значительное уменьшение толщины защитного слоя, вплоть до основания (вольфрама). Под действием импульсных потоков плазмы образуются области с локальными вздутиями, происходит сильное растрескивание и раскрашивание покрытия (рис. 9, *б*).

Результаты исследования поверхности образцов на электронном микроскопе показаны на рис. 10. В обоих случаях наблюдается хрупкое разрушение карбида бора за счёт растрескивания. Характерная ширина трещин со-

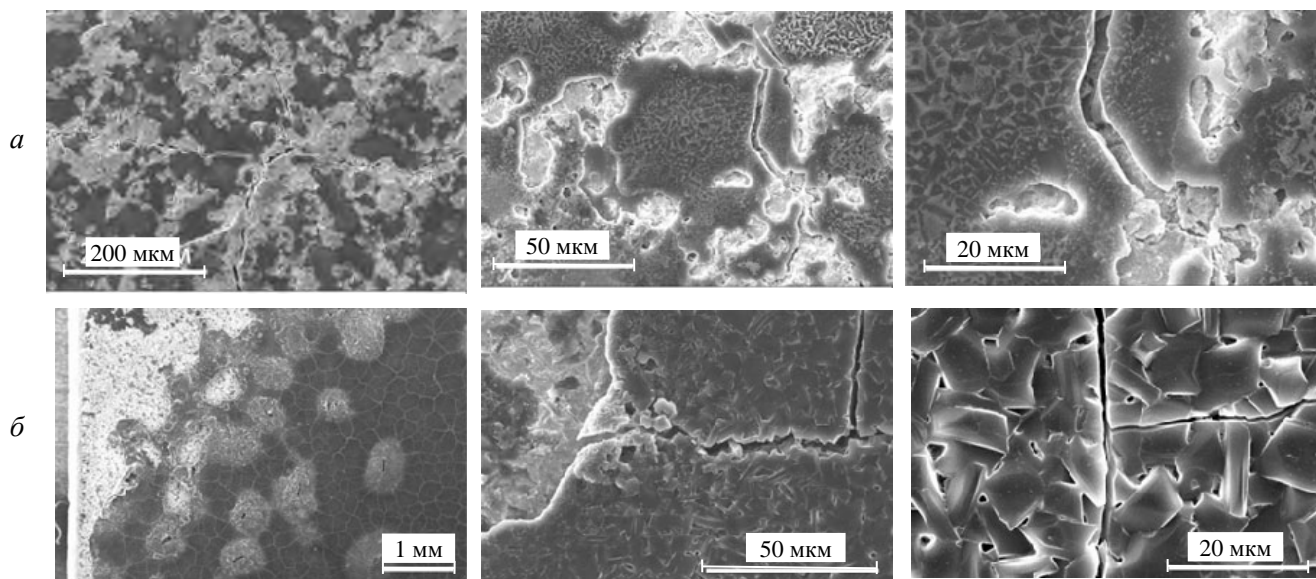


Рис. 10. СЭМ-изображения участков поверхности образцов после плазменного облучения: *a* — АПН; *б* — ДН

ставляет около 2 мкм. Растрескивание сопровождается выкрашиванием В<sub>4</sub>С с поверхности вольфрама, а также перегревом вновь образовавшихся кромок материала.

В результате интенсивного теплового воздействия карбид бора плавится, а при его остывании на поверхности образцов формируются кристаллы. Наиболее отчётливо они видны для образца, полученного методом ДН (см. рис. 10, масштаб 20 мкм). Для этого же образца наблюдается формирование об-

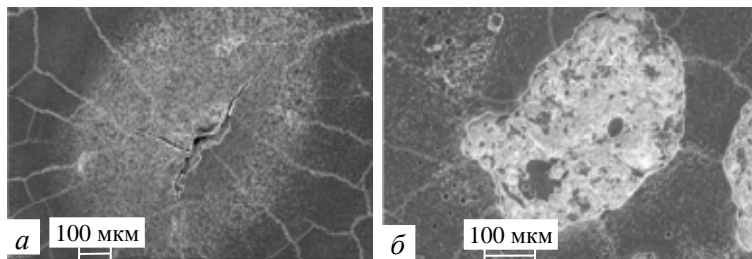


Рис. 11. СЭМ-изображения участков поверхности образца ДН после плазменного облучения: *a* — блистер до разрушения; *б* — после разрушения

ластей с характерным масштабом около миллиметра, в которых происходит «вздутие» покрытия. Оно покрыто сеткой трещин, некоторые из которых уходят вглубь материала (рис. 11, *a*). Из-за плохого теплового контакта В<sub>4</sub>С с W при последующих плазменных воздействиях происходит разрушение покрытия и на этих местах формируются кратеры эрозии (рис. 11, *б*).

Элементный анализ поверхности образцов был выполнен методом энергодисперсионной рентгеновской спектроскопии. Анализ проводился как до начала, так и после экспериментов. Результаты измерений представлены в табл. 2.

Т а б л и ц а 2. Элементный состав покрытия на поверхности образцов до и после плазменного облучения

Элемент	АПН		ДН	
	Исх., % ат.	После, % ат.	Исх., % ат.	После, % ат.
B	80,75	77,22	74,66	78,04
C	17,96	13,64	16,20	19,01
Si	0,60	1,57	1,68	1,77
O	0,55	2,32	4,19	0,57
Fe	0,06	0,73	0,77	0,19
Al	0,05	1,71	0,80	0,20
W	0,02	2,39	1,39	0,03

В исходном образце с нанесением покрытия методом АПН соотношение В:С составляет 4,5 : 1. После облучения оно ещё больше смещается в сторону нехватки углерода — 5,7 : 1. Возможно, это связано с большей скоростью эрозии углерода по сравнению с бором. В качестве основных примесей в исходном образце присутствуют кремний (0,6% ат.) и кислород (0,55% ат.), а также незначительные количества железа (0,06% ат.), алюминия (0,05% ат.) и вольфрама (0,02% ат.).

После плазменного облучения количество примесей возрастает. Больше всего регистрируется вольфрама (2,39% ат., по-видимому, из-за перепыления с кромок) и кислорода (2,32% ат., из-за контакта с атмосферой при извлечении образца из вакуумной камеры сразу после облучения). Затем в порядке убывания идут алюминий (1,71% ат., остался на стенках камеры от предыдущих экспериментов), кремний (1,57% ат., один из компонентов вакуумного масла) и железо (0,73% ат., входит в состав пластины из нержавеющей стали, на которую крепится образец (см. рис. 4, *a*)).

В исходном образце с карбидом бора, нанесённым детонационным методом, соотношение В:С = 4,6:1. После облучения оно меняется в сторону более равновесного соотношения 4,1 : 1. По сравнению с образцом, полученным методом АПН, исходный ДН-образец содержал достаточно много примесей: кислород (4,19% ат.), кремний (1,68% ат.), вольфрам (1,39% ат.), алюминий (0,8% ат.), железо (0,77% ат.). Возможно, это связано с экспериментами, которые проводились ранее с образцом на лазерной установке в ИЯФ СО РАН [11]. После облучения дейтериевой плазмой на КСПУ-Т количество примесей в покрытии спадает. Основными из них являются кремний (1,77% ат.) и кислород (0,57% ат.), затем идут алюминий (0,20% ат.), железо (0,19% ат.) и вольфрам (0,03% ат.).

Идентификация кристаллических фаз покрытий образцов была выполнена методом рентгенофазового анализа. На рис. 12 и 13 соответственно показаны результаты измерений для образцов с покрытиями, полученными АПН- и ДН-методами.

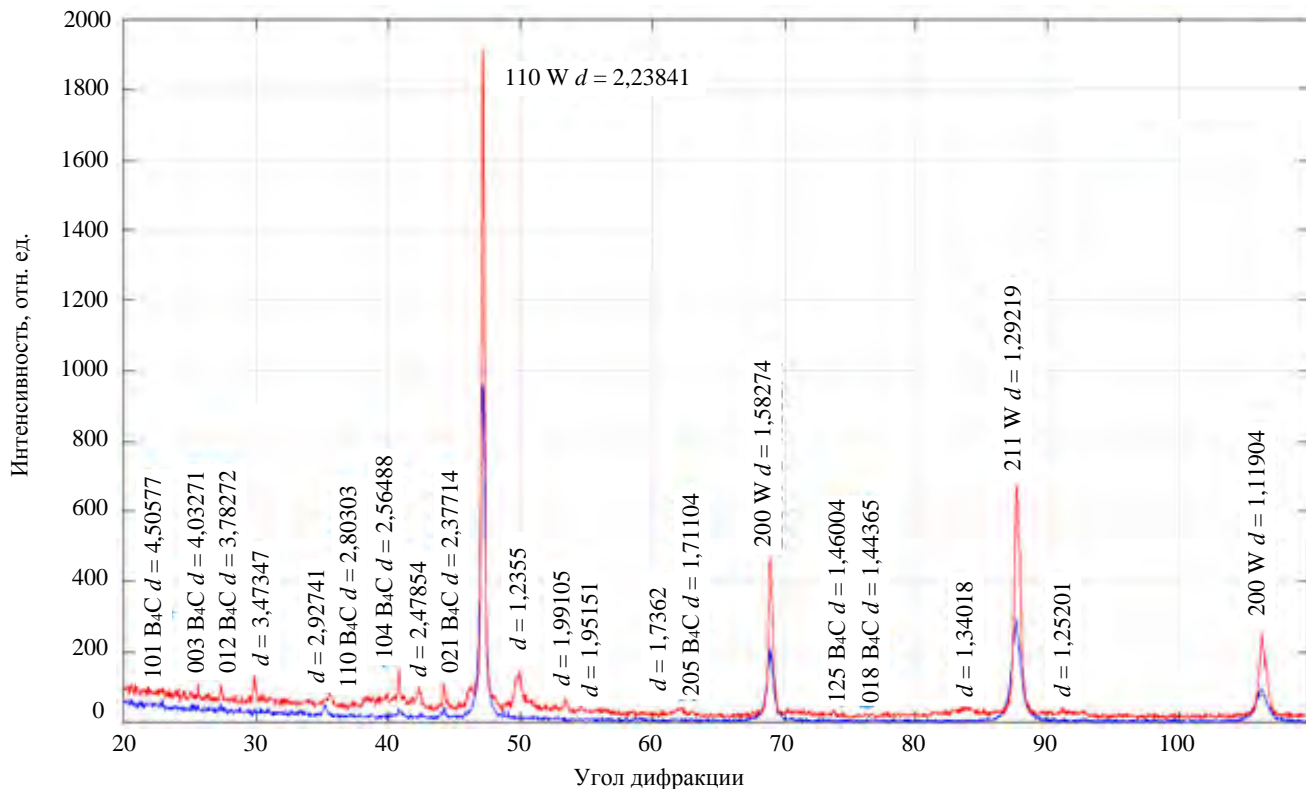


Рис. 12. Рентгенофазовый анализ состава образца АПН до (—) и после плазменного облучения (—)

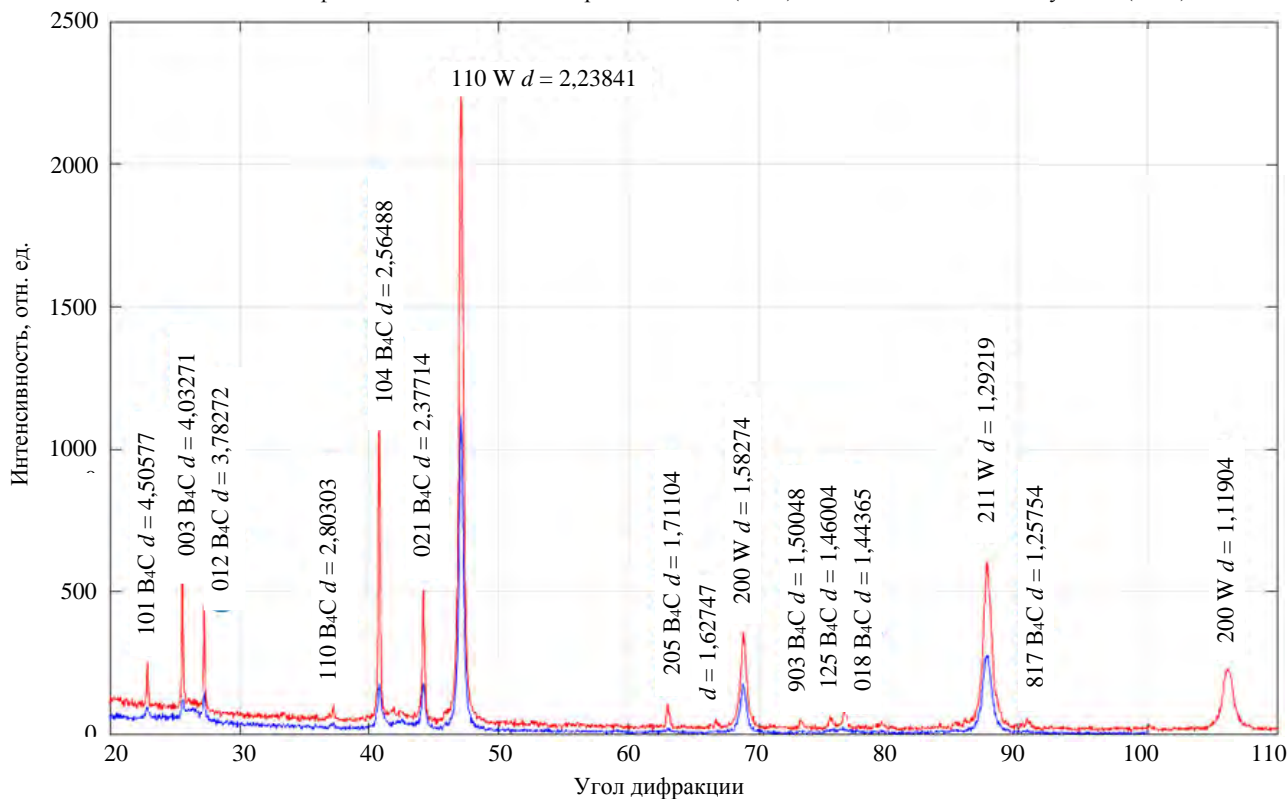


Рис. 13. Рентгенофазовый анализ состава образца ДН до (—) и после плазменного облучения (—)

В случае с АПН-покрытием на дифрактограмме необлучённого образца отчётливо видны пики рассеяния вольфрама. Линии, соответствующие дифракции на В<sub>4</sub>С, практически незаметны. После плазменного облучения на поверхности образуются кристаллы карбида бора, о чём свидетельствует

появление на графике соответствующих пиков. Образование кристаллов также подтверждают описанные результаты исследований поверхности образцов на электронном микроскопе (см. рис. 10, а).

При детонационном методе напыления кристаллическая структура покрытия регистрируется на поверхности с самого начала (см. рис. 13, синяя кривая). Мощное плазменно-тепловое воздействие приводит к переплавлению карбида, которое сопровождается образованием достаточно крупных кристаллов (см. рис. 10, б). Этот процесс сопровождается существенным ростом интенсивности соответствующих дифракционных пиков (см. рис. 13, красная кривая).

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе исследовалась эрозия тонкого защитного слоя карбида бора ( $h \approx 50$  мкм), нанесённого на поверхность вольфрама методами ДН и АПН, при воздействии интенсивного потока дейтериевой плазмы на установке КСПУ-Т. Тепловые нагрузки в ходе экспериментов соответствовали ЭЛМ-событиям и ослабленным срывам в ИТЭР: плотность мощности  $w_e = 0,3\text{—}1,4$  ГВт/м<sup>2</sup> при длительности воздействия  $\tau = 1$  мс.

В ходе работы проведено численное моделирование динамики нагрева образцов тепловым импульсом. Рассчитаны пороговые тепловые нагрузки, соответствующие плавлению и сублимации карбида бора. Методами оптической и электронной микроскопии изучена структура повреждений на поверхности. Путём энергодисперсионной рентгеновской спектроскопии выполнен элементный анализ защитного слоя. Идентификация кристаллических фаз покрытий проведена методом рентгенофазового анализа.

В расчётах показано, что при плотности мощности  $w_e = 0,7$  ГВт/м<sup>2</sup> поверхность карбида бора доходит до температуры плавления  $T = 2743$  К. Температура сублимации  $3773$  К достигается при  $w_e \geq 1,5$  ГВт/м<sup>2</sup>, при этом на границе В<sub>4</sub>С с вольфрамом  $T \approx 1500$  К. Дальнейший рост температуры с повышением тепловой нагрузки оказывается сильно замедлен из-за интенсивного испарения.

Нанесённый на вольфрам карбид бора содержит примеси, среди которых кремний, кислород, вольфрам, железо и алюминий. В зависимости от предыдущей истории образцов при облучении плазмой содержание примесей может как увеличиваться (для АПН), так и уменьшаться (ДН).

Покрытие, полученное методом ДН, имеет более выраженную кристаллическую структуру. По сравнению с ним карбид бора, нанесённый на вольфрам путём АПН, можно считать практически аморфным. Под действием мощного плазменного потока В<sub>4</sub>С плавится, а при остывании из расплава формируются кристаллы. Этот процесс наблюдается для обоих образцов, но более сильно он выражен для покрытия, полученного методом ДН.

В ходе плазменных испытаний наблюдается хрупкое разрушение карбида бора за счёт растрескивания. Этот процесс сопровождается выкрашиванием кусочков покрытия. Для образца, полученного методом ДН, наблюдается вздутия покрытия. Последующее воздействие плазмы приводит к разрушению «пузырей» и образованию на их месте кратеров эрозии. Поэтому даже при более низкой тепловой нагрузке ( $1,1$  ГВт/м<sup>2</sup> вместо  $1,4$  ГВт/м<sup>2</sup>) слой В<sub>4</sub>С, полученный ДН, эродирует сильнее, чем слой В<sub>4</sub>С, полученный с помощью плазмотрона.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Pitts R.A., Coad J.P., Coster D.P. et al.** Material erosion and migration in tokamaks. — *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 2005, vol. 47, № 1 2B, p. B303—B322.
2. **Krieger K., Maier H., Neu R. et al.** Conclusions about the use of tungsten in the divertor of ASDEX upgrade. — *J. of Nuclear Materials*, 1999, vol. 266—269, p. 207—216.
3. **Rubel M., Philipps V., Pospieszczyk A. et al.** Overview of fuel retention in composite and tungsten limiters.— *Ibid.*, 2002, vol. 307—311, p. 111—115.
4. **Landman I., Wuerz H.** Molecular dynamics simulations of the effect of deuterium on tungsten erosion by oxygen. — *Ibid.*, 2003, vol. 313—316, p. 77—81.

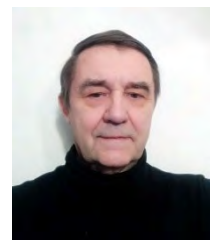
5. **Hirai T., Pintsuk G., Linke J. et al.** Cracking failure study of ITER-reference tungsten grade under single pulse thermal shock loads at elevated temperatures. — *Ibid.*, 2009, vol. 390—391, p. 751—754.
6. **Pestchanyi S.E., Landman I.S.** Simulation of dust production in ITER transient events. — *Fusion Eng. and Des.*, 2008, vol. 83, № 7—9, p. 1054—1058.
7. **Айрапетов А.А., Беграмбеков Л.Б., Бужинский О.И. и др.** Формирование покрытия карбида бора в плазме и его поведение при интенсивном плазменном облучении. — В сб.: *Материалы VII конференции «Взаимодействие плазмы с поверхностью»*. Москва, НИЯУ МИФИ, 2014, с. 54—58.
8. **Бужинский О.И., Барсук В.А., Беграмбеков Л.Б. и др.** Испытание защитного покрытия карбида бора при облучении интенсивными потоками плазмы на установке КСПУ-Т. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2015, т. 38, вып. 2, с. 32—37.
9. **Azizov E., Barsuk V., Begrambekov L. et al.** Boron carbide (B<sub>4</sub>C) coating. Deposition and testing. — *J. of Nuclear Materials*, 2015, vol. 463, p. 792—795.
10. **Климов Н.С., Подковыров В.Л., Житлухин А.М. и др.** Разбрызгивание вольфрама при воздействии интенсивного потока плазмы. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2009, вып. 2, с. 5—61.
11. **Cherepanov D.E., Vyacheslavov L.N., Popov V.A. et al.** In situ study of thermal shock damage to high-temperature ceramics. — *Nuclear Materials and Energy*, 2023, vol. 36, p. 1—8.
12. **Hu H., Argyropoulos A.S.** Mathematical modelling of solidification and melting: a review. — *Modelling Simul. Mater. Sci. Eng.*, 1996, vol. 4, p. 371—396.
13. **Samokhin A.A.** First order phase transitions induced by laser radiation in absorbing condensed matter. — In: *Effect of Laser Radiation on Absorbing Condensed Matter*. — New York: Nova Science Pub. Inc., 1990, p. 1—47.
14. **Аракчеев А.С.** Теоретическое и экспериментальное исследование плавления, испарения и образования трещин на вольфраме при мощной плазменной нагрузке. Диссертация на соискание ученой степени кандидата физико-математических наук. Институт ядерной физики имени Г.И. Будкера СО РАН. Новосибирск, 2020. 210 с.
15. **Ho C.Y., Powell R.W., Liley P.E.** Thermal Conductivity of elements. — *J. of Physical and Chemical Reference Data*, 1972, vol. 1, № 2, p. 1—421.
16. **McBride B.J., Gordon S, Reno M.A.** Thermodynamic Data for Fifty Reference Elements. NASA Technical Paper 3287, 1993.
17. **Laquer H.L.** Low Temperature Thermal Expansion of Various Materials. Report AECD, 1952.
18. **White G.K., Roberts R.B.** Thermal expansion of reference materials: tungsten and  $\alpha$ -Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. — *High Temperatures — High Pressures*, 1983, vol. 15, № 3, p. 321—328.
19. **Gaal P.S.** Thermal expansion of glassy carbon. — *High Temperatures — High Pressures*, 1972, vol. 4, № 5, p. 551—557.
20. **Lynch J.F., Ruderer C.G., Duckworth W.H.** Engineering Properties of Selected Ceramic Materials. American Ceramic Society, 1966.
21. **Barin I.** Thermochemical data of pure substances. — VCH Verlagsgesellschaft mbH. D-69451 Weinheim (Federal Republic of Germany), 1995. 2003 p.
22. **Gilchrist K.E., Preston S.D.** Thermophysical property measurements on some neutron absorbing materials. — *High Temperatures — High Pressures*, 1979, vol. 11, № 6, p. 643—651.



Игорь Михайлович Позняк, руководитель проекта, к.ф.-м.н.; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиных, вл. 12, Россия; МФТИ, 141701 МО, Долгопрудный, Институтский пер. 9, Россия  
teufida@gmail.com



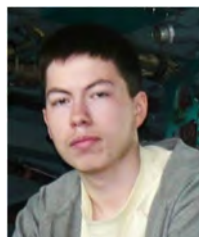
Илья Александрович Алябьев, м.н.с.; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиных, вл. 12, Россия; МФТИ, 141701 МО, Долгопрудный, Институтский пер. 9, Россия



Вячеслав Леонидович Подковыров, руководитель направления; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиных, вл. 12, Россия



Владимир Андреевич Барсук, ведущий инженер; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиных, вл. 12, Россия



Вадим Юрьевич Цыбенко, н.с.; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиных, вл. 12, Россия; МФТИ, 141701 МО, Долгопрудный, Институтский пер. 9, Россия



Егор Захарович Бирюлин, м.н.с.; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиных, вл. 12, Россия; МФТИ, 141701 МО, Долгопрудный, Институтский пер. 9, Россия



Егор Дмитриевич Федулаев, м.н.с.; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиных, вл. 12, Россия; МФТИ, 141701 МО, Долгопрудный, Институтский пер. 9, Россия



Зоя Ивановна Новоселова, м.н.с.; АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 108840 Москва, Троицк, ул. Пушкиных, вл. 12, Россия; МФТИ, 141701 МО, Долгопрудный, Институтский пер. 9, Россия

Статья поступила в редакцию 15 января 2024 г.

После доработки 16 января 2024 г.

Принята к публикации 17 января 2024 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 99—110.

+УДК 621.039.634

## ПОКРЫТИЯ НА ОБРАЩЁННОЙ К ПЛАЗМЕ ПОВЕРХНОСТИ ПЕРВОЙ СТЕНКИ: АНАЛИЗ И ТЕРМОЦИКЛИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ ЭЛЕКТРОННЫМ ПУЧКОМ НА СТЕНДЕ «ЦЕФЕЙ-М»

П.Ю. Пискарев<sup>1</sup>, Р.В. Рулев<sup>1</sup>, И.В. Мазуль<sup>1</sup>, А.В. Красильников<sup>2</sup>, А.А. Писарев<sup>3</sup>, Б.В. Кутеев<sup>4</sup>,  
М.С. Колесник<sup>1</sup>, В.В. Душик<sup>5</sup>, С.В. Бобров<sup>1</sup>, Н.В. Монтанк<sup>1</sup>, А.А. Рыбиков<sup>1</sup>, Т.Н. Букатин<sup>5</sup>

<sup>1</sup>АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, Санкт-Петербург, Россия

<sup>2</sup>Частное учреждение «Проектный центр ИТЭР», Москва, Россия

<sup>3</sup>Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва, Россия

<sup>4</sup>НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

<sup>5</sup>Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина РАН, Москва, Россия

Рассмотрены некоторые аспекты использования покрытий разного функционального назначения на обращённой к плазме поверхности первой стенки термоядерного реактора. Важной характеристикой покрытий является адгезионная и усталостная прочность при термоциклическом воздействии квазистационарных нагрузок, а также стойкость к мощным импульсным тепловым нагрузкам. В данной статье описаны термоциклические испытания поверхностной тепловой нагрузкой водоохлаждаемых макетов с различными покрытиями на тепловоспринимающей поверхности. Покрытие В<sub>4</sub>С, полученное методом атмосферного плазменного напыления на вольфрамовой подложке, продемонстрировало отличную стойкость по результатам 1400 термоциклов при 4,7 МВт/м<sup>2</sup>. Газофазное вольфрамовое покрытие на медной подложке продемонстрировало хороший результат по итогам 1000 термоциклов при 3,3 МВт/м<sup>2</sup>, но после аналогичного числа циклов при 5 МВт/м<sup>2</sup> обнаружены трещины на поверхности. Покрытие из нержавеющей стали на медной подложке продемонстрировало стойкость к нагрузкам вплоть до 11,9 МВт/м<sup>2</sup>, а также отличную стойкость по результатам 1000 термоциклов при 8,2 МВт/м<sup>2</sup>.

**Ключевые слова:** первая стенка, обращённый к плазме материал, карбид бора, вольфрам, стальное антикоррозионное покрытие, атмосферное плазменное напыление, химическое осаждение из паровой фазы, горячее изостатическое прессование, термоциклические испытания.

## COATINGS ON A FIRST WALL PLASMA-FACING SURFACE: ANALYSIS AND HIGH HEAT FLUX TESTING ON THE «TSEFEY-M» E-BEAM FACILITY

P.Yu. Piskarev<sup>1</sup>, R.V. Rulev<sup>1</sup>, I.V. Mazul<sup>1</sup>, A.V. Krasilnikov<sup>2</sup>, A.A. Pisarev<sup>3</sup>, B.V. Kuteev<sup>4</sup>,  
M.S. Kolesnik<sup>1</sup>, V.V. Dushik<sup>5</sup>, S.V. Bobrov<sup>1</sup>, N.V. Montank<sup>1</sup>, A.A. Rybikov<sup>1</sup>, T.N. Bukatin<sup>5</sup>

<sup>1</sup>JSC «NIEFA» (Efremov Institute), Saint-Petersburg, Russia

<sup>2</sup>Institution «Project Center ITER», Moscow, Russia

<sup>3</sup>National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russia

<sup>4</sup>NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

<sup>5</sup>A.N. Frumkin Institute of Physical Chemistry and Electrochemistry, Moscow, Russia

Some aspects of the use of coatings for various functional purposes on the first wall plasma-facing surface of a thermonuclear reactor are considered. An important characteristic of coatings is adhesive and fatigue strength under cyclic impact of quasi-stationary heat loads, as well as resistance to high pulsed thermal loads. This paper describes thermal cyclic tests with surface thermal load of water-cooled mock-ups with various coatings on the heat-receiving surface. The B<sub>4</sub>C coating, made by atmospheric plasma spraying on a tungsten substrate, demonstrated excellent durability over 1400 thermal cycles at 4.7 MW/m<sup>2</sup>. CVD tungsten coating on a copper substrate demonstrated good results after 1000 thermal cycles at 3.3 MW/m<sup>2</sup>, but after a similar number of cycles at 5 MW/m<sup>2</sup>, cracks were detected on the surface. The SS coating on a copper substrate demonstrated resistance to loads up to 11.9 MW/m<sup>2</sup>, as well as excellent durability over 1000 thermal cycles at 8.2 MW/m<sup>2</sup>.

**Key words:** first wall, plasma-facing material, boron carbide, tungsten, anti-corrosive SS coating, atmospheric plasma spraying, chemical vapor deposition, hot isostatic pressing, thermal cycling test.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-111-121

### ВВЕДЕНИЕ

Первая стенка термоядерного токамака-реактора, покрывающая большую часть внутреннего объёма разрядной камеры, выполняющая теплозащитные функции и несущая большую тепловую нагрузку, должна иметь длительный ресурс и удовлетворять целому ряду противоречивых требований. Эти требования невозможно одновременно удовлетворить, используя монолитный материал стенки. Например, в проекте токамака ТРТ [1] первая стенка выполнена многослойной и использует бериллий в качестве ма-

териала облицовки, контактирующей с плазмой, жаропрочный медный сплав CuCrZr в качестве материала теплоотводящей подложки с каналами водяного охлаждения, нержавеющей сталь в качестве поддерживающей силовой структуры всей конструкции. Все три слоя надёжно контактируют друг с другом (соединения металлургического типа: пайка, диффузионная сварка, наплавка и др.), обеспечивая надёжный теплоотвод и механическую прочность. Нержавеющая сталь выбрана благодаря высокой прочности, технологичности и опыту использования в высоковакуумных и радиационно-опасных установках. Медные сплавы являются наилучшим материалом для теплоотводящих панелей, подверженных высоким тепловым нагрузкам. Бериллий, обладающий минимальным атомным номером среди кандидатных материалов, при попадании в плазму вызывает минимальные «излучательные» потери тепла, что облегчает нагрев плазмы до термоядерных температур. Технологии получения такой многослойной композиции хорошо проработаны в России в рамках проекта ИТЭР [2, 3]. Ресурс такой первой стенки (после проведённой оптимизации конструкции с целью минимизации термических напряжений) определяется эрозионным ресурсом облицовки, которая под действием плазмы может оплавляться и распыляться, постепенно изнашиваясь/утончаясь. В ТРТ общая продолжительность контакта стенки с плазмой составит не более 100 ч, толщина бериллиевой облицовки порядка 5 мм, которая, по-видимому, сможет прослужить весь срок эксплуатации реактора. В проекте ИТЭР время службы облицовки должно составить не менее  $10^3$  ч, в реакторных установках ДЕМО и ТИН — ещё на один-два порядка продолжительней. В условиях необходимости обеспечения эффективного теплосъёма и ограничений на толщину облицовки (максимум 6—8 мм), связанных с её перегревом, достижение необходимого ресурса облицовки может потребовать другого подхода.

Такой подход состоит в периодическом или непрерывном возобновлении расходуемого в результате эрозии поверхностного слоя облицовки, осуществляемом дистанционно без разборки реактора и без замены теплоотводящей и опорной частей первой стенки.

Первым вариантом такого возобновления, например, может быть нанесение тонкого (до 30 мкм) покрытия  $V_4C$  из газовой фазы при эпизодическом напуске в разрядную камеру газообразного карборана ( $C_2B_{10}H_{12}$ ), который в условиях краевой плазмы токамака разлагается и осаждается на стенку в виде кристаллического карбида бора, элементы которого обладают, как и бериллий, малым атомным номером. Для минимизации разницы в коэффициентах термического расширения карбида бора с материалом подложки и лучшей адгезии покрытия бериллиевую облицовку предлагается заменить на вольфрам. Использование последнего в качестве облицовки первой стенки недавно предложено дирекцией ИТЭР [4], в том числе по причине возможности минимизации эрозии облицовки при её оплавлении при переходных плазменных процессах, что также повышает надёжность всей конструкции. Одним из дополнительных путей повышения адгезионной прочности возобновляемого покрытия может быть использование в качестве подложки предварительно нанесённого «на заводе» на облицовку покрытия (промежуточный слой), близкого по характеристикам к используемому возобновляемому покрытию. Нужно, однако, отметить, что многократное применение процедуры напыления приведёт к росту толстого слоя покрытия в областях, не подверженных эрозии, что несёт в себе опасность отслоения этого слоя и его попадания в плазму.

Второй вариант возобновляемой облицовки связан с использованием тонкого защитного слоя жидкого лития, покрывающего теплоотводящую панель первой стенки [5, 6]. Литий, обладающий самым низким атомным номером среди возможных материалов и, следовательно, минимальным (при сравнении с другими элементами его концентрации в плазме) «загрязнением» плазмы, должен смачивать поверхность первой стенки, защищая её от эрозии и аномальных кратковременных тепловых нагрузок. Для минимизации испарения лития при стационарном воздействии плазмы и её загрязнения температура лития не должна превышать 400—500 °С, что возможно обеспечить только при использовании хорошо охлаждаемой водой (при  $T_{вх} = 200$  °С — для обеспечения жидкого состояния лития) подложки из меди или медного сплава. Поскольку медь не совместима с литием [7], предложено использовать тонкое (0,1—0,5 мм) покрытие (фольгу) из нержавеющей стали на медной подложке, что защитит медь от коррозии и не ухудшит теплоотводящую способность подложки. Следует, однако, отметить, что экспериментальный опыт использования жидкометаллических литиевых покрытий имеется пока только для небольших поверхностей порядка 30×30 см и организация такого покрытия, равномерно покрывающего большую поверхность, непростое дело.

Третьим вариантом использования тонкого покрытия в составе многослойной композиции первой стенки термоядерного реактора может быть защитное эрозионно-стойкое вольфрамовое покрытие толщиной 10—100 мкм на бронзовой/медной охлаждаемой подложке, полученное в заводских условиях методом газофазного осаждения (CVD). В этом варианте покрытие не является возобновляемым, но может оказаться оптимальным в следующих двух случаях:

— тонкое вольфрамовое покрытие может обеспечить полный ресурс работы первой стенки в том случае, когда её часть (в некоторых проектах может достигать 60—70% общей площади стенки) находится в тени охранных лимитеров, которые исключают непосредственный контакт первой стенки с плазмой, что радикально снижает скорость эрозии облицовки;

— тонкое газофазное покрытие вольфрамом теплоотводящей панели служит в качестве надёжного высокоплотного технологического подслоя для нанесения более толстого (при необходимости) вольфрамового покрытия, например, методом плазменного напыления (плазменной горелкой), который, возможно, удастся использовать для дистанционного возобновления/ремонта вольфрамовой облицовки внутри разрядной камеры. В последнем случае, вероятно, удастся обеспечить возможность локального селективного восстановления изношенного покрытия, но это требует экспериментальной проверки.

Все три представленных варианта использования тонких покрытий в составе многослойной композиции первой стенки требуют экспериментальной проверки их работоспособности в условиях, характерных для термоядерного реактора. Первоочередным критерием применимости этих покрытий является их стойкость к воздействию мощных тепловых потоков, в том числе в циклическом режиме.

### ОБЪЕКТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

В данной статье описаны термоциклические испытания поверхностной тепловой нагрузкой трёх макетов с водяным охлаждением и покрытиями различного вида на тепловоспринимающей поверхности.

Для испытаний покрытия  $W_4C$  изготовлен макет (рис. 1), включающий выполненное из бронзы CuCrZr основание прямоугольного сечения с круглым каналом охлаждения диаметром 12 мм. На основание припаяны три биметаллические W/Cu-плитки размером в плане 24×24 мм, толщиной вольфрама 8 мм, медного подслоя 2 мм. Соединение вольфрама с медью получено методом вакуумной наплавки. На одну из плиток предварительно методом атмосферного плазменного напыления нанесено покрытие  $W_4C$  толщиной около 50 мкм [8].

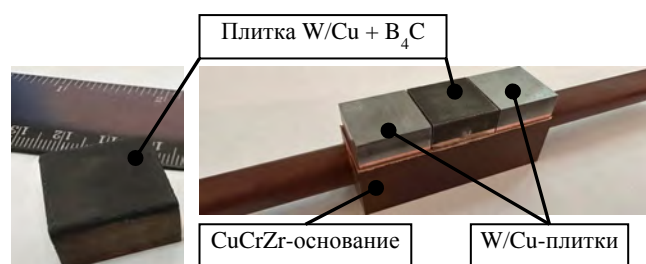


Рис. 1. Макет с покрытием  $W_4C$

При подготовке плиток к операции пайки, включая мойку в ультразвуковой ванне, часть покрытия (плохо связанные частицы на поверхности) была утрачена. Пайка выполнена в вакуумной печи с резистивными нагревателями. Термический цикл совмещал пайку облицовки и термообработку бронзы CuCrZr: нагрев до 980 °C с выдержкой 30 мин и последующим форсированным охлаждением азотом, а также старение при 480 °C в течение 3 ч. Качество соединений в многослойной композиции W/Cu/CuCrZr после изготовления исследовано методом ультразвукового контроля, который не выявил дефектов.

Для испытания вольфрамового CVD-покрытия изготовлен макет (рис. 2), содержащий биметаллическое Cu/12X18H10T водоохлаждаемое основание, в котором медь, выполняющая функции теплоотводящей матрицы, имеет защитную плакировку из нержавеющей стали со всех сторон, кроме тепловоспринимающей поверхности. Канал охлаждения из нержавеющей трубки  $\varnothing 10 \times 1$  мм также заключён внутри медной матрицы.

Все соединения меди и стали в макете получены диффузионной сваркой методом горячего изостатического прессования (ГИП). На медной тепловоспринимающей поверхности методом га-

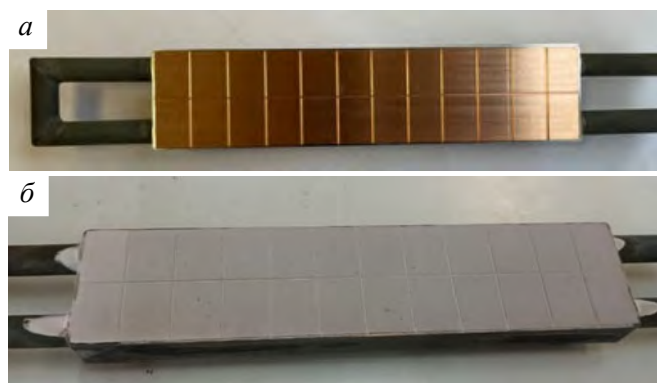


Рис. 2. Макет для испытания CVD-покрытия W: а — до нанесения покрытия; б — после нанесения покрытия

зофазного осаждения вольфрама [9] из смеси гексафторида вольфрама ( $WF_6$ ) и водорода ( $H_2$ ) нанесено покрытие W толщиной около 100 мкм. Для снижения влияния поверхностных температурных напряжений из-за градиента температуры во время испытаний на целостность покрытия тепловоспринимающая поверхность макета размером 180×40 мм разделена (до нанесения покрытия) канавками на отдельные участки 14,5×20 мм. Качество покрытия до испытаний исследовано методом оптической микроскопии. Толщина покрытия измерена на шлифах образца-свидетеля.

Для испытания защитного покрытия из нержавеющей стали на медной водоохлаждаемой матрице изготовлен макет (рис. 3), содержащий медную плиту, покрытую слоем 1—2 мм стали со всех сторон, кроме тепловоспринимающей поверхности, где толщина покрытия составляет 0,2 мм. В плите имеется набор параллельных каналов охлаждения диаметром 10 мм. Размер тепловоспринимающей поверхности в плане составляет 130×200 мм.



Рис. 3. Макет с покрытием из нержавеющей стали: до ГИП (а) и после ГИП и сварки коллекторов (б)

Макет изготовлен с использованием метода диффузионной сварки ГИП, особенности изготовления представлены в статье [10]. В рамках продолжения работ по теме изготовлено несколько макетов аналогичной конструкции, но увеличенного размера (200×300 мм) и разной толщиной покрытия из нержавеющей стали — 0,1—0,3 мм.

## УСТАНОВКА И МЕТОДИКА ТЕПЛОВЫХ ИСПЫТАНИЙ

Тепловые испытания макетов проведены в АО «НИИЭФА» на стенде «Цефей-М» [11]. В качестве источника нагрева поверхности макетов на стенде используется мощная электронно-лучевая пушка (ЭЛП), которая в режиме сканирования с частотой 20 кГц заданной формы раstra нагревает электронным пучком тепловоспринимающую поверхность макета. Для формирования требуемой формы профиля нагрузки и исключения краевых эффектов между ЭЛП и макетом устанавливается маска. Макет и маска имеют независимые контуры водяного охлаждения. На стенде используется набор оборудования термометрической диагностики: тепловизоры, пирометры и термодпары. Схема тепловых испытаний на стенде «Цефей-М» показана на рис. 4. Параметры стенда «Цефей-М»:



Рис. 4. Схема тепловых испытаний на стенде «Цефей-М»

Все указанные макеты испытаны в режиме циклирования поверхностной тепловой нагрузки. Длительности импульсов и паузы между импульсами выбраны таким образом, чтобы обеспечить необходимое время для достижения стационарного температурного состояния. Для всех макетов длительность импульса составила 15 с и 15 с — пауза.

Макет с покрытием  $W_4C$  прошёл термоциклические испытания при постоянном значении плотности поглощённой мощности  $4,7 \text{ МВт/м}^2$ , что соответствует принятому значению пиковой тепловой нагрузки для энергонапряжённых панелей первой стенки (ППС) ИТЭР. По причине большего коэффициента отражения электронов для  $W$  при сканировании пучком электронов рас-тра, покрывающего все три плитки макета, величина поглощённой мощности на двух крайних плитках без покрытия  $W_4C$  будет меньше, чем на средней плитке с покрытием. Для испытаний мощность пучка была определена таким образом, чтобы обеспечить требуемую плотность поглощённой мощности на плитке с покрытием  $W_4C$ . На рис. 5 показан макет, подготовленный к проведению тепловых испытаний. Размер поверхности, подвергнутой испытаниям,  $24 \times 73 \text{ мм}$ . Параметры охлаждения макета: входная температура  $50 \text{ }^\circ\text{C}$ , давление на входе  $3,0 \text{ МПа}$ , скорость в канале  $\sim 8 \text{ м/с}$ .

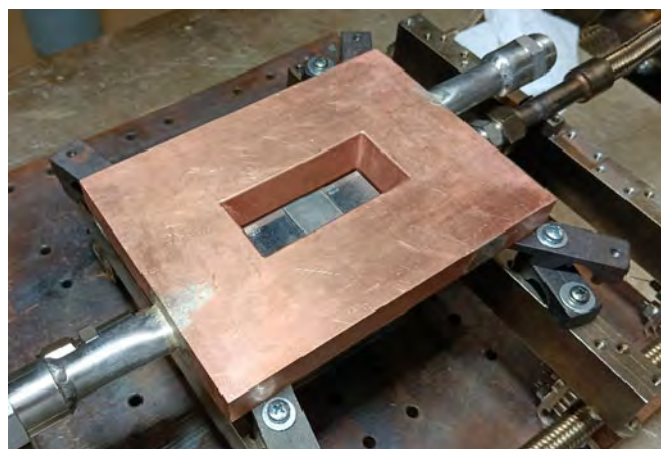


Рис. 5. Макет с покрытием  $W_4C$ , установленный на стенде

При испытаниях макета с CVD-покрытием  $W$  было выделено две зоны на тепловоспринимающей поверхности, каждая из которых прошла термоциклические испытания при разных значениях плотности поглощённой мощности. Первая зона испытана при  $3,3 \text{ МВт/м}^2$ , вторая зона — при  $5,0 \text{ МВт/м}^2$ . Размер поверхности каждой зоны, подвергнутой испытаниям,  $40 \times 90 \text{ мм}$ . Параметры охлаждения макета: входная температура  $115 \text{ }^\circ\text{C}$ , давление на входе  $3,0 \text{ МПа}$ , скорость в канале  $\sim 5 \text{ м/с}$ . На рис. 6 показаны фотографии макета, где цветными стрелками обозначены вход и выход охлаждающей воды, а также положение маски для двух зон тепловых испытаний.

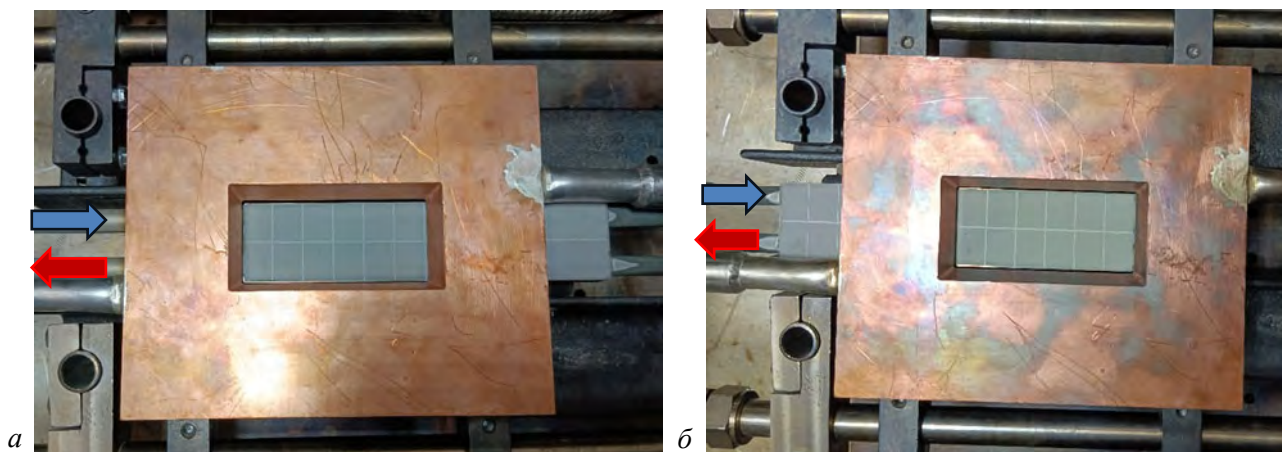


Рис. 6. Зоны тепловых испытаний макета с CVD-покрытием  $W$ : а — зона 1; б — зона 2

Макет с защитным покрытием из нержавеющей стали также испытан на двух зонах поверхности при разных режимах. Первая зона испытана в режиме поэтапного с шагом  $\sim 0,5 \text{ МВт/м}^2$  повышения плотности поглощённой мощности от  $0,5 \text{ МВт/м}^2$  до значения, при котором максимальная температура поверхности достигнет  $500 \text{ }^\circ\text{C}$ . На каждом этапе нагружения выполнялось 10 термоциклов. Вторая зона испытана в режиме термоциклирования при постоянном значении плотности поглощённой мощности, определённом на первой зоне. Также проведены дополнительные циклы нагружения первой зоны с поэтапным повышением теплового потока до значения примерно в 1,5 раза больше величины нагрузки, при которой достигнута температура поверхности  $500 \text{ }^\circ\text{C}$ . Размер поверхности каждой зоны, подвергнутой испытаниям,  $50 \times 87 \text{ мм}$ . Параметры охлаждения макета: входная температура  $70 \text{ }^\circ\text{C}$ , давление на входе

3,0 МПа, скорость в канале ~4,6 м/с. На рис. 7 показаны фотография макета и схема расположения двух зон испытаний с указанием направления потока охлаждающей воды.

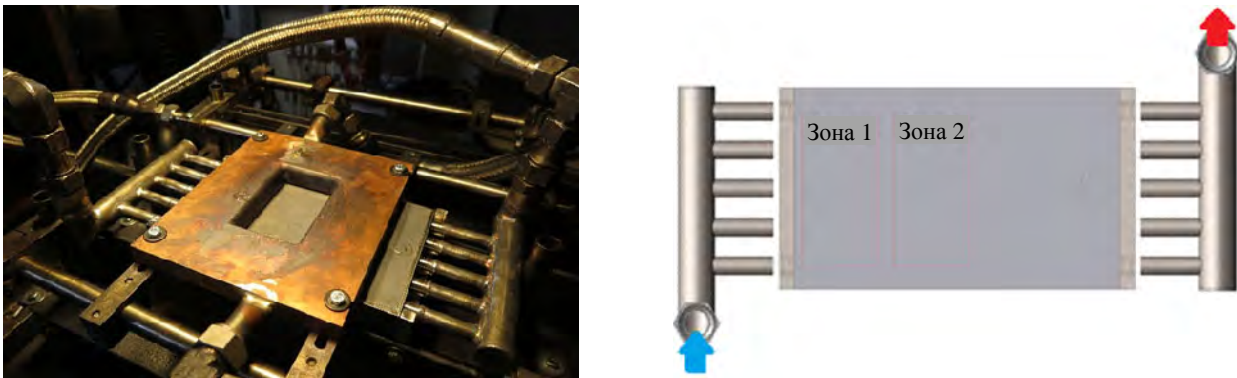


Рис. 7. Зоны тепловых испытаний макета с покрытием из нержавеющей стали

### РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ МАКЕТА С ПОКРЫТИЕМ W<sub>4</sub>C

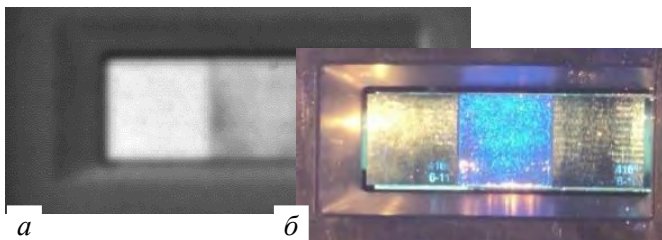


Рис. 8. Эффекты, наблюдаемые во время испытаний макета с W<sub>4</sub>C: а — изображение с рентгеновской матрицы; б — изображение с видеокамеры

излучения, зафиксированная одной из диагностических систем стенда [11], демонстрирует более высокий уровень поглощения электронного пучка на центральной плитке с покрытием. Кроме того, при наблюдении за тепловоспринимающей поверхностью с помощью видеокамеры зафиксировано образование голубоватого свечения поверхности плитки с покрытием. Вероятно, данный визуальный эффект связан с образованием электрического заряда на поверхности из-за полупроводниковых свойств W<sub>4</sub>C.

После 1400 термоциклов тепловых испытаний не зафиксировано появления дефектов в виде областей локального перегрева, роста средней температуры поверхности и других, что видно на тепловизионных изображениях поверхности макета на разных стадиях термоциклики (рис. 9). Максимальная температура поверхности плитки с покрытием W<sub>4</sub>C достигла ~600 °С.

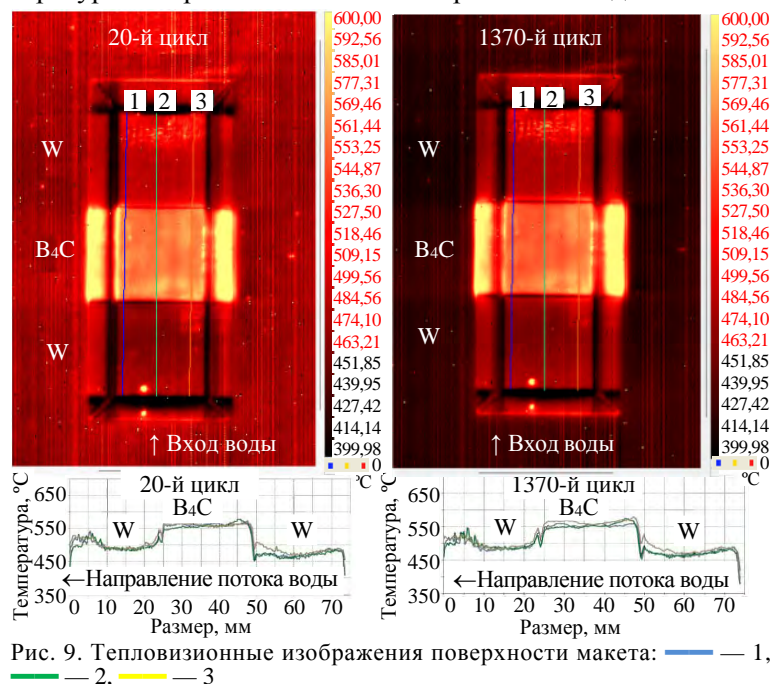


Рис. 9. Тепловизионные изображения поверхности макета: — 1, — 2, — 3

Макет с покрытием W<sub>4</sub>C на одной из W/Cu-плиток успешно прошёл 1400 термоциклов тепловых испытаний при плотности поглощённой мощности 4,7 МВт/м<sup>2</sup>. На рис. 8 показаны некоторые эффекты, наблюдаемые во время испытаний. Поверхность плитки с покрытием нагревалась в среднем на 50 °С выше соседних плиток, что связано с большей величиной поглощённой мощности. Это подтверждается тем, что плотность рентгеновского излучения, зафиксированная одной из диагностических систем стенда [11], демонстрирует более высокий уровень поглощения электронного пучка на центральной плитке с покрытием. Кроме того, при наблюдении за тепловоспринимающей поверхностью с помощью видеокамеры зафиксировано образование голубоватого свечения поверхности плитки с покрытием. Вероятно, данный визуальный эффект связан с образованием электрического заряда на поверхности из-за полупроводниковых свойств W<sub>4</sub>C.

На тепловизионных изображениях стрелкой указано направление потока охлаждающей воды. Видно, что поверхность последней (по направлению потока) плитки оказывается горячее первой, что обусловлено подогревом воды по мере прохождения зоны испытаний. На шкале температуры тепловизионных изображений разный цвет шрифта связан исключительно с текущими параметрами настройки диапазона измерений тепловизора. Также на тепловизионных изображениях нанесены цветные линии, обозначенные цифрами 1, 2, 3. Для каждой линии построены графики изменения температуры в каждой точке вдоль линии, расположенной под соответствующими тепловизионными изображениями.

Визуальный осмотр поверхности плитки с покрытием с использованием оптического микроскопа не выявил трещин, отслоений и прочих дефектов поверхности покрытия (рис. 10).

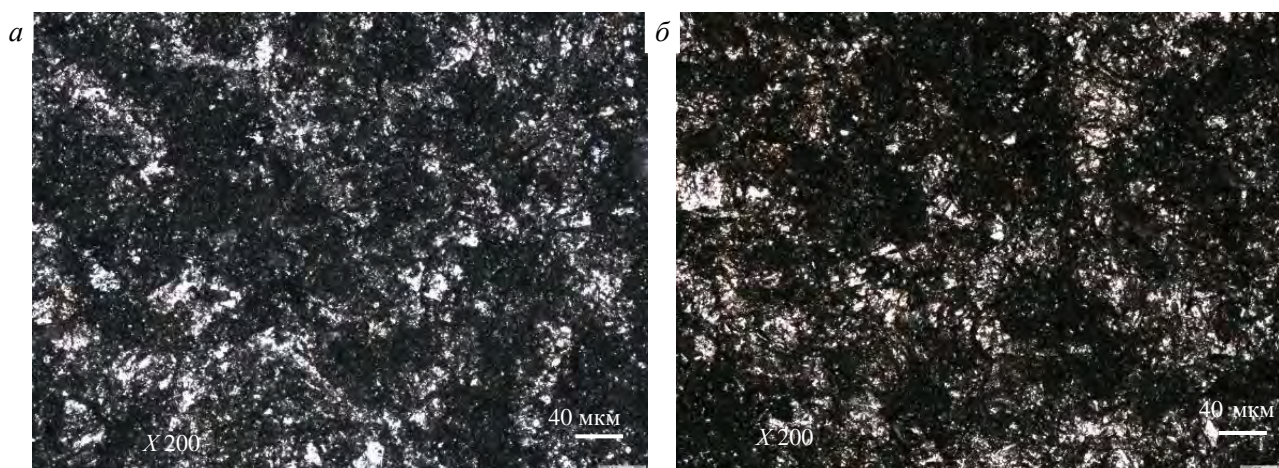


Рис. 10. Снимки поверхности покрытия W<sub>4</sub>C до (а) и после (б) термоциклики

Следует отметить, что полученное методом атмосферного плазменного напыления покрытие W<sub>4</sub>C имеет развитую поверхность с большим разбросом по высоте профиля поверхности. Результаты измерения профиля поверхности показаны на рис. 11.

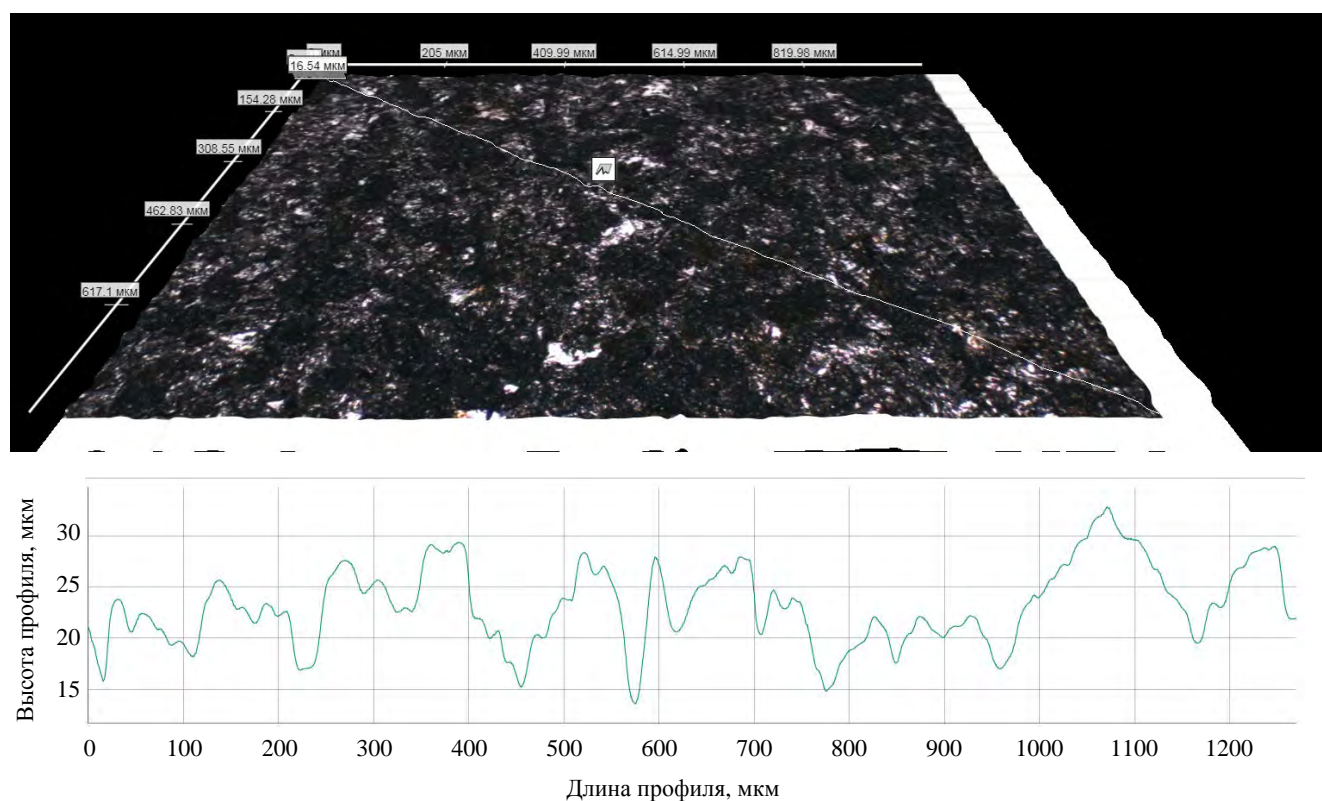


Рис. 11. Профиль поверхности покрытия W<sub>4</sub>C после тепловых испытаний

### РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ МАКЕТА С CVD-ПОКРЫТИЕМ W

Макет с CVD-покрытием W успешно прошёл 1000 термоциклов тепловых испытаний при плотности поглощённой мощности 3,3 МВт/м<sup>2</sup> на первой зоне поверхности. После этого маска была перемещена на вторую половину макета, где макет при тех же параметрах охлаждения успешно прошёл 1000 термоциклов тепловых испытаний при 5,0 МВт/м<sup>2</sup> на второй зоне поверхности.

После термоциклики при двух значениях теплового потока на поверхности не зафиксировано появления дефектов в виде областей локального перегрева, роста средней температуры поверхности и других. Максимальная температура поверхности при  $5,0 \text{ МВт/м}^2$  составила около  $440 \text{ }^\circ\text{C}$ . При  $3,3 \text{ МВт/м}^2$  температура поверхности была ниже диапазона измерений пирометра ( $<300 \text{ }^\circ\text{C}$ ). Некоторые отдельные точки на макете в процессе испытаний светились наиболее ярко, что, скорее всего, свидетельствует о формировании микроскопических капель вольфрама в процессе его нанесения на поверхность, которые не были удалены, так как поверхность не подвергалась дополнительной механической обработке после нанесения. Характерная тепловизионная картина поверхности в момент проведения испытаний, а также график изменения температуры в точках линий 1—6 показаны на рис. 12.

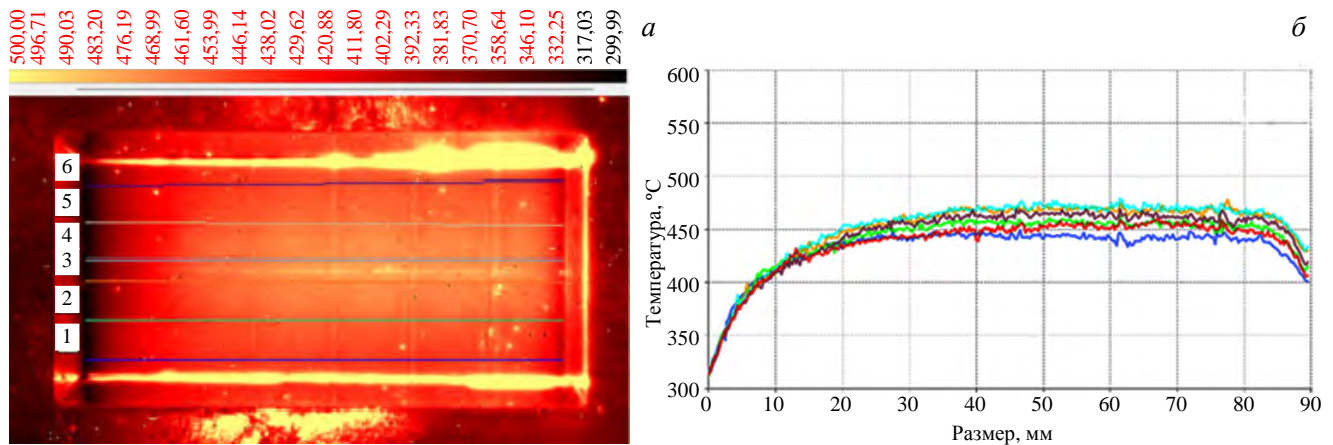


Рис. 12. Тепловизионное изображение макета в процессе испытаний при  $3,3 \text{ МВт/м}^2$ : — 1; — 2; — 3; — 4; — 5; — 6



Рис. 13. Внешний вид дефекта типа «прижог»

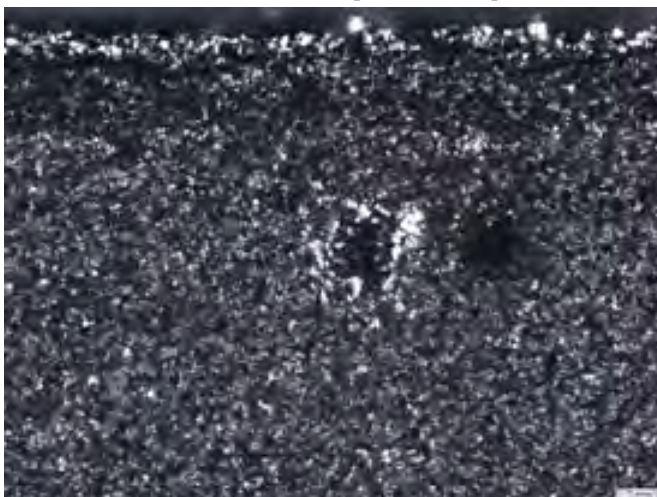


Рис. 14. Внешний вид дефекта типа «кратер»

Визуальный осмотр поверхности макета после испытаний с использованием оптического микроскопа позволил выявить несколько небольших дефектов. На поверхности обеих зон испытаний ( $3,3$  и  $5,0 \text{ МВт/м}^2$ ) были обнаружены поверхностные дефекты типа «прижог», вероятно, связанные с выгоранием какого-то загрязнения на поверхности, которое не было удалено при подготовке макета к испытаниям. Устранить данные дефекты возможно при более качественной подготовке макета (шлифовка поверхности, очистка и мойка). Внешний вид данного дефекта показан на рис. 13.

На поверхности, испытанной при  $3,3 \text{ МВт/м}^2$ , был обнаружен кратер. Вероятно, образованию данного дефекта предшествовало наличие в данном месте капли вольфрама, которая в дальнейшем оторвалась, захватив часть основного покрытия. Устранить данного вида дефекты, вероятно, удастся при проведении шлифовки поверхности после нанесения покрытия. Внешний вид дефекта показан на рис. 14.

На поверхности, испытанной при  $5 \text{ МВт/м}^2$ , были обнаружены два участка с трещинами. В обоих случаях трещины располагаются в месте перехода плоского участка поверхности в канавку. Возможно, данные трещины при продолжении термоциклирования могут привести к

локальному отслаиванию покрытия. Внешний вид одной из трещин показан на рис. 15.

### РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ МАКЕТА СО СТАЛЬНЫМ ПОКРЫТИЕМ

Макет с покрытием из нержавеющей стали на первой зоне прошел тепловые испытания с поэтапным (с шагом  $\sim 0,5$  МВт/м<sup>2</sup>) повышением плотности поглощённой мощности от 0,5 до 8,4 МВт/м<sup>2</sup>, при которой максимальная температура поверхности (по пирометру) достигла 497 °С, что близко к критическому значению 500 °С. В рамках дополнительной программы на первой зоне поверхности макета проведены тепловые испытания с дальнейшим повышением значения плотности поглощённой мощности до 11,9 МВт/м<sup>2</sup>. С учётом термоциклирования по 10 циклов на каждом этапе повышения мощности (кроме первого шага) макет на первой зоне тепловых испытаний выдержал 231 термоцикл. На второй зоне поверхности макет успешно прошёл 1000 термоциклов тепловых испытаний плотности поглощённой мощности при  $\sim 8,2$  МВт/м<sup>2</sup>, что немного ниже критического значения, определённого на первом этапе.

Тепловизионные изображения поверхности макета и графики изменения температуры в точках линий 1—5 для разных стадий тепловых испытаний показаны на рис. 16—18. Более горячие яркие области на поверхности макета напрямую связаны с расположением каналов охлаждения в макете и имеют одинаковый характерный вид для разных этапов тепловых испытаний. За исключением данных участков, на поверхности макета не обнаружено областей локального перегрева и прочих дефектов. Максимальная температура поверхности (по пирометру) при 8,2 МВт/м<sup>2</sup> составляла 487 °С, при 11,9 МВт/м<sup>2</sup> — 576 °С.



Рис. 15. Внешний вид дефекта трещины

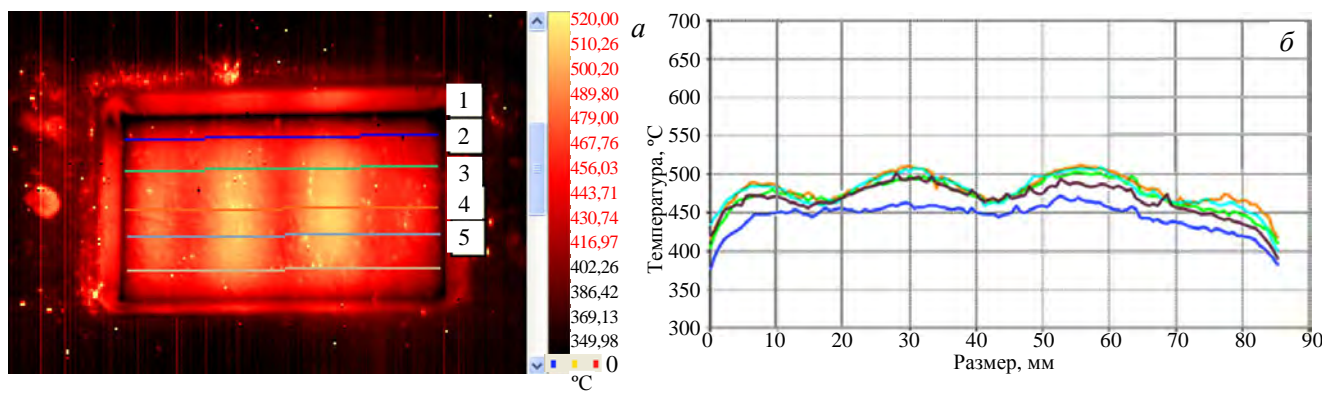


Рис. 16. Тепловизионное изображение поверхности (а) и график распределения температур (б) при 8,4 МВт/м<sup>2</sup>: — 1; — 2; — 3; — 4; — 5

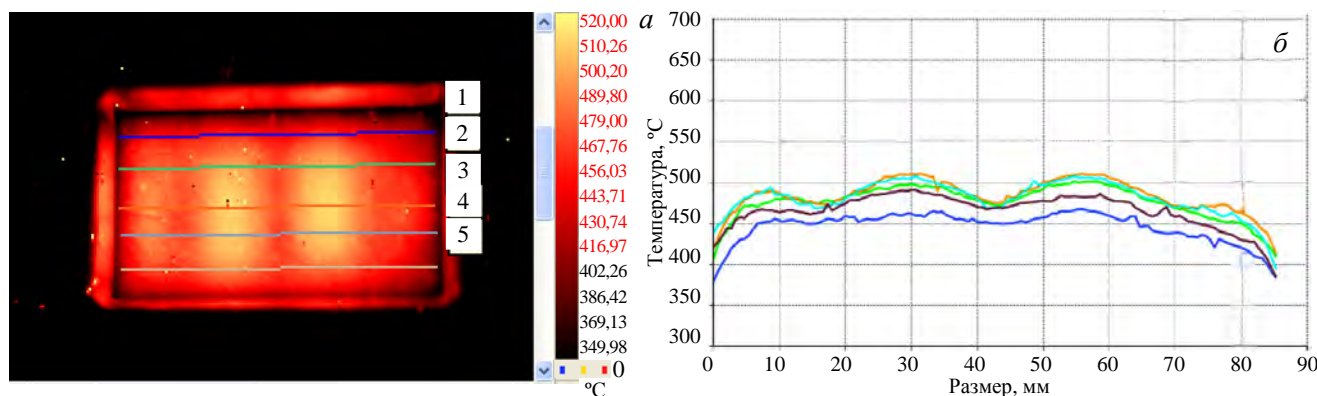


Рис. 17. Тепловизионное изображение поверхности (а) и график распределения температур (б) после 1000 термоциклов при 8,2 МВт/м<sup>2</sup>: — 1; — 2; — 3; — 4; — 5

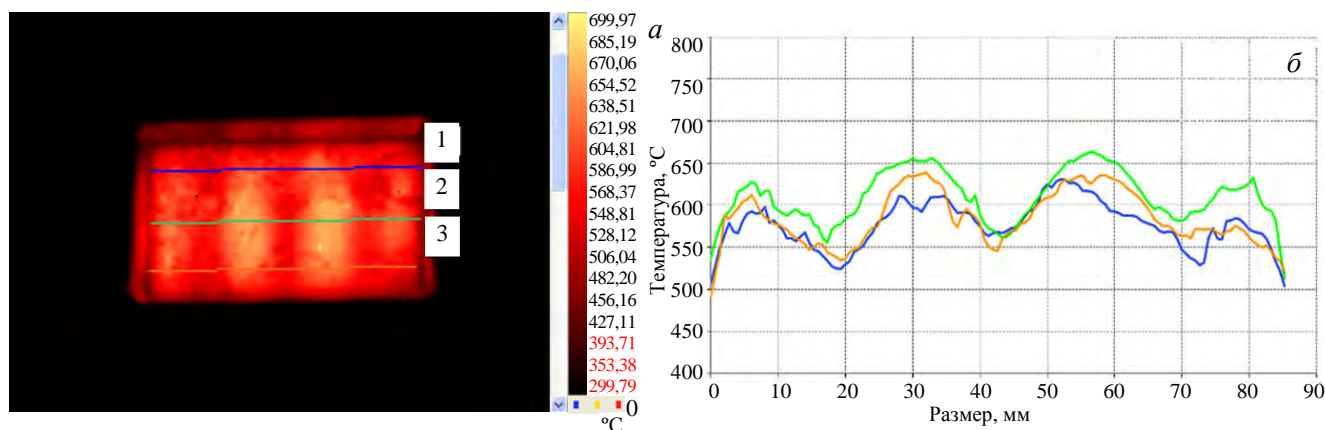


Рис. 18. Тепловизионное изображение поверхности (а) и график распределения температур (б) при  $11,9 \text{ МВт/м}^2$ : — 1; — 2; — 3

После проведённых тепловых испытаний визуальный осмотр поверхности макета не выявил дефектов в виде трещин, расслоений, оплавления поверхности. Покрытие осталось целостным и сохранило свои защитные антикоррозионные функции.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведённые тепловые испытания водоохлаждаемых макетов с покрытиями различного вида на тепловоспринимающей поверхности позволили выполнить предварительную экспериментальную проверку работоспособности данных покрытий в условиях, характерных для термоядерного реактора.

Покрытие  $\text{W}_4\text{C}$ , полученное методом атмосферного плазменного напыления на поверхности вольфрама, при термоциклировании (1400 циклов) тепловым потоком  $4,7 \text{ МВт/м}^2$ , соответствующим значению пиковой тепловой нагрузки высоконагруженных ППС ИТЭР, не испытывает каких-либо повреждений. Дополнительный интерес представляет проведение комбинированных испытаний, совмещающих термоциклирование при стационарной тепловой нагрузке и воздействие периодических мощных короткоимпульсных нагрузок.

Газофазное покрытие  $\text{W}$  на медной подложке при термоциклировании (1000 циклов) тепловым потоком  $3,3 \text{ МВт/м}^2$  не испытывает каких-либо видимых повреждений. В свою очередь, после термоциклирования (1000 циклов) при  $5,0 \text{ МВт/м}^2$  были обнаружены трещины на поверхности макета в местах перехода плоского участка в канавку. Возможно, при последующем термоциклировании данные трещины могут привести к локальному отслоению покрытия либо трещина пройдёт насквозь до медной подложки, а части покрытия останутся на месте. Стоит отметить, что данное покрытие позиционируется для использования в низконагруженных областях первой стенки, где не предполагаются нагрузки порядка  $5,0 \text{ МВт/м}^2$ .

Защитное коррозионно-стойкое покрытие из нержавеющей стали на медной подложке, полученное методом ГИП стальной фольги, показало свою работоспособность в широком диапазоне значений теплового потока. Испытания при поэтапном повышении нагрузки до  $11,9 \text{ МВт/м}^2$ , а также термоциклирование (1000 циклов) при  $8,2 \text{ МВт/м}^2$  не привели к каким-либо видимым повреждениям покрытия. Наличие локальных более горячих областей на тепловизионных изображениях поверхности связано исключительно с расположением каналов охлаждения в макете. При последующей разработке реальной конструкции обращённых к плазме элементов, основанных на данной концепции, требуется оптимизировать форму каналов охлаждения.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пискарев П.Ю., Мазуль И.В., Маханьков А.Н., Колесник М.С., Окунева Е.В., Литуновский Н.В. Компоненты, обращённые к плазме, в проекте ТРТ: конструкция, материалы и технологии. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 41.
2. Gervash A., Giniyatulin R., Guryeva T., Glazunov D., Kuznetsov V., Mazul I., Ogursky A., Piskarev P., Safronov V., Eaton R., Raffray R., Sevryukov O. The development of technology of Be/CuCrZr joining using induction brazing. — Fusion Eng. and Des., 2019, Part B, vol. 146, p. 2292—2296.
3. Giniyatulin R.N., Mazul I.V., Gervash A.A., Gurieva T.M., Kuznetsov V.E., Makhankov A.N., Okunev A.A., Sevrukov O.N. Overview of manufacturing technologies under development in Russia for ITER plasma facing components. — Ibid., 2018, vol. 136, p. 527—533.
4. Бериллиевую облицовку реактора ITER планируют заменить на вольфрамовую. Пресс-центр НИЯУ МИФИ, 04.10.2023. URL: <https://www.mephi.ru/press/news/21494>.
5. Badger B. et al. Wisconsin Toroidal Fusion Reactor Design Study. UWMAK-1, UWFD-68, 1974.
6. Badger B. et al. Conceptual Tokamak Reactor Design. UWMAK-II, UWFD-112, 1975.
7. Михайлов В.Н., Евтихин В.А., Люблинский И.Е. и др. Литий в термоядерной и космической энергетике XXI века. — М.: Энергоатомиздат, 1999. 526 с.

8. Черепанов Д.Е., Бурдаков А.В., Вячеславов Л.Н., Кандауров И.В., Касатов А.А., Казанцев С.Р., Красильников А.В., Попов В.А., Рыжков Г.А., Шошин А.А. Испытания покрытий из карбида бора импульсной тепловой нагрузкой, возможной в диверторной зоне токамака ИТЭР. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 89.
9. Красовский А.И., Чужко Р.К., Балаховский О.А., Трегулов В.Р. Фторидный процесс получения вольфрама. Физико-химические основы. Свойства металла. — М.: Наука, 1981. 261 с.
10. Piskarev P.Yu., Mazul I.V., Zakharov L.E., Tarasyuk G.M., Kolesnik M.S., Rulev R.V., Ogursky A.Yu., Gervash A.A., Ruzanov V.V., Gasparyan Yu.M., Pisarev A.A. Fabrication and thermal tests of SS/Cu bimetal plate for the use in the concept of flowing liquid lithium layer in tokamak limiters and divertors. — Fusion Eng. and Des., 2022, vol. 184, p. 113313.
11. Volodin A., Kuznetsov V., Davydov V., Kokoulin A., Komarov A., Mazul I., Mudyugin B., Ovchinnikov I., Stepanov N., Rulev R., Eremkin A., Rogov A., Prianikov V., Fedosov A. The high-heat-flux test facilities in the Joint Stock Company «D.V. Efremov Institute of Electrophysical Apparatus». — Ibid., 2015, vol. 98—99, p. 1411—1414.
12. Kuznetsov V., Kokoulin A., Komarov A., Malyshev A., Ovchinnikov I., Rulev R., Volodin A., Escourbiac F., Fedosov A., Carpentier-Chouchana S. X-ray imaging diagnostic in the high heat flux test facilities. — Ibid., 2019, vol. 148, p. 1—10.



Павел Юрьевич Пискарев, начальник отделения; АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, Дорога на Металлострой 3, Россия  
piskarev@sintez.niiefa.spb.su



Роман Валерьевич Рулев, главный специалист; АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, Дорога на Металлострой 3, Россия  
rulev@sintez.niiefa.spb.su



Игорь Всеволодович Мазуль, г.н.с., д. техн. н., ветеран атомной энергетики и промышленности; АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, Дорога на Металлострой 3, Россия  
mazul@niiefa.spb.su



Анатолий Витальевич Красильников, д.ф.-м.н., директор; Частное учреждение Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» «Проектный центр ИТЭР», 123060 Москва, ул. Расплетина 11, корп. 2, Россия  
A.Krasilnikov@itertf.ru



Александр Александрович Писарев, профессор, д.ф.-м.н., Почётный работник атомной науки и промышленности РФ Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 115409 Москва, Каширское шоссе 31, Россия



Борис Васильевич Кутеев, заместитель руководителя отделения, д.ф.-м.н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия  
Kuteev\_BV@nrcki.ru



Михаил Сергеевич Колесник, инженер-исследователь 1 категории; АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, Дорога на Металлострой 3, Россия  
kolesnik@sintez.niiefa.spb.su



Владимир Владимирович Душик, заведующий лабораторией, к.х.н.; ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина РАН, 19071 Москва, Ленинский пр-т 31, корп. 4, Россия  
v.dushik@gmail.com



Сергей Владимирович Бобров, инженер-исследователь 2 категории; АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, Дорога на Металлострой 3, Россия  
bobrov@sintez.niiefa.spb.su



Никита Владимирович Монтак, инженер-исследователь; АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, Дорога на Металлострой 3, Россия



Андрей Александрович Рыбиков, инженер-исследователь 1 категории; АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, 196641 Санкт-Петербург, пос. Металлострой, Дорога на Металлострой 3, Россия  
rybikov@sintez.niiefa.spb.su



Тимофей Николаевич Букатин, ведущий инженер; ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина РАН, 119071 Москва, Ленинский пр-т 31, корп. 4, Россия  
bukatin.t@gmail.com

Статья поступила в редакцию 24 октября 2023 г.

После доработки 10 января 2024 г.

Принята к публикации 17 января 2024 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 111—121.

УДК 621.039.634

## ТЕХНОЛОГИЯ ВАКУУМНОЙ ИНДУКЦИОННОЙ ПАЙКИ ОБЛИЦОВКИ ВЫСОКОНАГРУЖЕННЫХ ПАНЕЛЕЙ ПЕРВОЙ СТЕНКИ ИТЭР

П.Ю. Пискарев<sup>1</sup>, А.А. Герваш<sup>1</sup>, А.Ю. Огурский<sup>1</sup>, Д.А. Глазунов<sup>1</sup>, С.В. Бобров<sup>1</sup>, И.В. Мазуль<sup>1</sup>, Р.В. Рулев<sup>1</sup>,  
Е.В. Окунева<sup>1</sup>, В.В. Рузанов<sup>1</sup>, Д.В. Лянзберг<sup>1</sup>, А.Б. Путрик<sup>2</sup>, М.А. Пантелеев<sup>1</sup>

<sup>1</sup>АО «НИИЭФА» им. Д.В. Ефремова, Санкт-Петербург, Россия

<sup>2</sup>Частное учреждение «Проектный центр ИТЭР», Москва, Россия

Рассмотрены ключевые особенности технологии присоединения защитной облицовки для высоконагруженных панелей первой стенки ИТЭР, поставляемых РФ. Для достижения равномерного нагрева зоны пайки, обеспечения требуемых свойств дисперсионно-твердеющего материала подложки (CuCrZr) и сохранения целостности биметаллических соединений многослойной структуры потребовались доработка и оптимизация режимов индукционного нагрева. Разработанные вакуумная индукционная печь, специальная оснастка и приспособления позволили достичь высокой повторяемости качества паяных соединений. Технология вакуумной индукционной пайки бериллиевой облицовки квалифицирована по правилам Международной организации ИТЭР, изготовлен и испытан полномасштабный прототип. Проведены первые успешные опытные работы по пайке данным методом вольфрамовой облицовки.

**Ключевые слова:** панели первой стенки, защитная облицовка, бериллий, вольфрам, вакуумная индукционная пайка, аморфный припой, тепловые испытания.

## VACUUM INDUCTION BRAZING TECHNOLOGY OF ITER ENHANCED HEAT-FLUX FIRST WALL PANNELS ARMOUR MATERIAL

P.Yu. Piskarev<sup>1</sup>, A.A. Gervash<sup>1</sup>, A.Yu. Ogursky<sup>1</sup>, D.A. Glazunov<sup>1</sup>, S.V. Bobrov<sup>1</sup>, I.V. Mazul<sup>1</sup>, R.V. Rulev<sup>1</sup>,  
E.V. Okuneva<sup>1</sup>, V.V. Ruzanov<sup>1</sup>, D.V. Lyanzberg<sup>1</sup>, A.B. Putrik<sup>2</sup>, M.A. Panteleev<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JSC «NIEFA» (Efremov Institute), Saint-Petersburg, Russia

<sup>2</sup>Institution «Project Center ITER», Moscow, Russia

The key features of armour material joining technology for ITER Enhanced heat-flux First Wall panels, supplied by the Russian Federation, are considered. To achieve uniform heating of the brazing zone, ensure the required properties of the precipitation-hardening heat-sink material (CuCrZr) and maintain the integrity of the bimetallic joints of the multilayer structure, it was necessary to refine and optimize the induction heating parameters. The developed vacuum induction furnace, special equipment and jigs made it possible to achieve high repeatability of the quality of brazed joints. The vacuum induction brazing technology for beryllium armour has been qualified according to the rules of the International Organization ITER, and a full-scale prototype has been manufactured and tested. The first successful experimental work on brazing of tungsten armour using this method was carried out.

**Key words:** first wall panels, armour material, beryllium, tungsten, vacuum induction brazing, amorphous brazing filler, high heat flux testing.

DOI: 10.21517/0202-3822-2023-47-1-122-132

### ВВЕДЕНИЕ

Международный термоядерный экспериментальный реактор (ИТЭР), сооружающийся в настоящее время во Франции, является сложнейшей с инженерной точки зрения установкой. Большинство систем реактора работают на пределе технических возможностей, в условиях сильных многокомпонентных нагрузок. В частности, все внутрикамерные компоненты (ВКК) являются самыми энергонапряжёнными и в процессе работы реактора подвергаются воздействию высоких тепловых нагрузок (плотность мощности до 20 МВт/м<sup>2</sup>), объёмных электромагнитных сил, жёсткого нейтронного излучения, облучения плазмой и ускоренными атомами.

Вклад России в проект ИТЭР составляет ~9% от стоимости сооружения реактора и заключается в поставке высокотехнологичного оборудования и систем реактора. Соглашение о поставке ВКК ИТЭР, подписанное между Международной организацией ИТЭР (МО ИТЭР) и домашним агентством РФ ИТЭР, подразумевает изготовление в том числе 179 высоконагруженных панелей первой стенки (ППС), включающих около 30 модификаций конструкции (рис. 1).

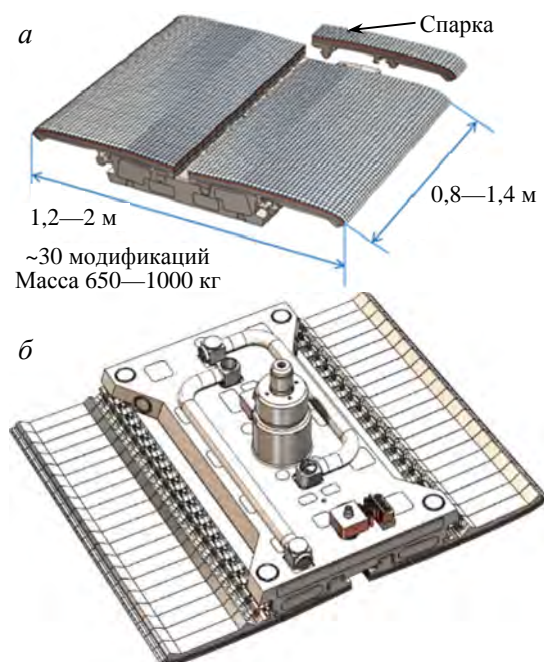


Рис. 1. Общий вид ППС ИТЭР: а — вид со стороны бериллиевой облицовки; б — с тыльной стороны

Каждая ППС, изготавливаемая в РФ, содержит комплект обращённых к плазме элементов (ОПЭ), объединённых в спарки, с высокоинтенсивным охлаждением и многослойной структурой из разнородных металлов (рис. 2). Каждый ОПЭ ППС состоит из основания, выполненного из нержавеющей стали (316L(N)), и приваренной лазерной сваркой биметаллической (CuCrZr/316L(N)) крышки, имеющей диффузионно приваренный бронзовый (CuCrZr) теплопроводящий слой, на который напаяна защитная облицовка из бериллия. В РФ должно быть изготовлено более 6000 штук ОПЭ ППС и припаяно около 300 000 штук плиток облицовки.

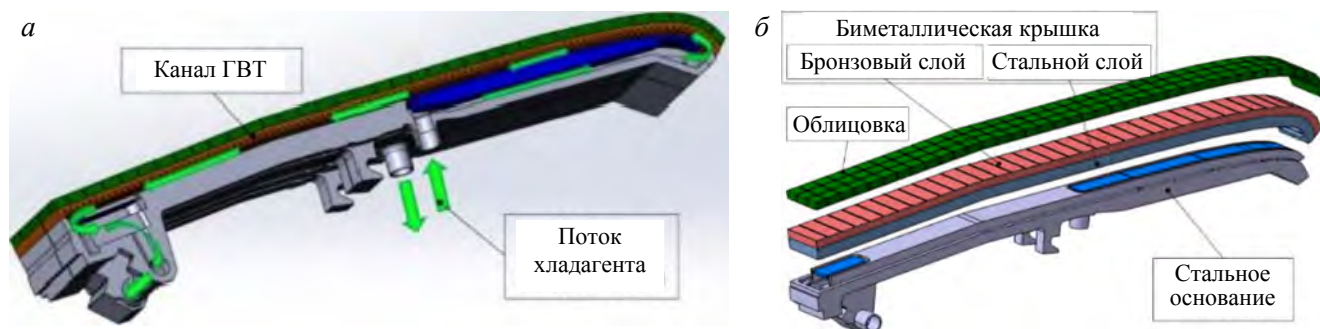


Рис. 2. ОПЭ ППС: а — схема подачи воды в спарке из двух ОПЭ; б — состав ОПЭ

В ИТЭР технологии создания неразъёмных соединений разнородных металлов (пайка, диффузионная сварка, сварка взрывом, вакуумная наплавка) в многослойной структуре ОПЭ, которые не могут быть аттестованы сторонней специализированной организацией, принято считать критическими технологиями. При отсутствии нормативной базы стандартов, регламентирующих заданные критерии качества (критерии уровня дефектов), в проекте ИТЭР принят подход прохождения квалификации критических технологий изготовления.

До начала выполнения программы квалификации технологии присоединения облицовки потребовалось решить ряд технических проблем и разработать оптимальный режим индукционной пайки для достижения равномерного нагрева зоны пайки, обеспечения требуемых свойств дисперсионно-твердеющего материала подложки (CuCrZr) и сохранения целостности биметаллических соединений многослойной структуры. Также потребовалось разработать набор специальных приспособлений и оснастки.

В данной статье представлены основные результаты разработки и прохождения квалификации технологии вакуумной индукционной пайки облицовки высоконагруженных ППС ИТЭР.

## РЕЖИМ ИНДУКЦИОННОЙ ПАЙКИ

Пайка бериллиевой облицовки ОПЭ ППС осуществляется в АО «НИИЭФА» в вакуумной индукционной печи стенда отработки режимов быстрой пайки (СОРБП). Для пайки используется аморфный припой СТЕМЕТ® марки 1101м в виде тонкой (50 мкм) фольги [1], разработанный НИЯУ МИФИ. Припой нарезается на пластинки необходимой длины и размещается между бронзовым слоем и облицовочной плиткой. Готовая к пайке сборка фиксируется в специальной оснастке и помещается внутрь вакуумной камеры печи СОРБП. Операция пайки выполняется в вакууме с остаточным давлением около  $5 \cdot 10^{-3}$  Па с использованием высокоскоростного нагрева зоны пайки индукционными токами высокой частоты (50 кГц). Для измерения температуры в зоне пайки и управления нагревом предварительно на боковые поверхности бронзового слоя ОПЭ ультразвуковой сваркой привариваются термодпары.

Главная особенность пайки бериллиевой облицовки ОПЭ ППС заключается в применении высокой скорости нагрева зоны пайки (в диапазоне 520—680 °С скорость нагрева  $\sim 1,5$ — $1,8$  °С/с) и последующего быстрого охлаждения за счёт излучения и отвода тепла менее нагретыми элементами конструкции. Это обусловлено необходимостью сохранения параметров механической прочности предварительно

упрочнённой бронзы CuCrZr. Термограмма, представляющая собой среднее значение температуры с указанных ранее термопар, показана на рис. 3.

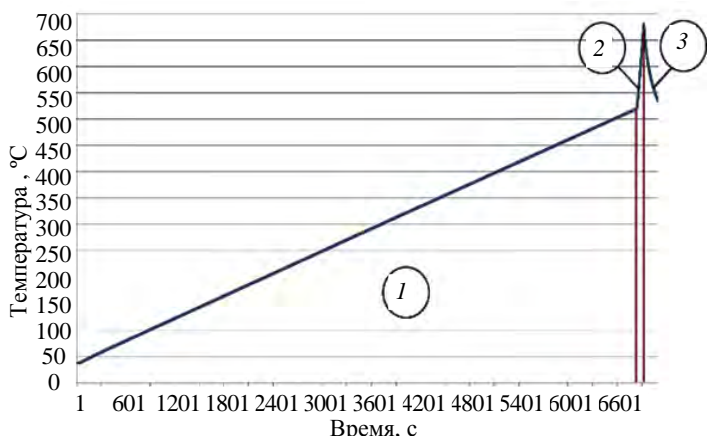


Рис. 3. Температурная кривая процесса пайки: 1 — медленный предварительный нагрев до 520 °С; 2 — быстрый нагрев до 680 °С; 3 — естественное охлаждение в вакууме

Эффективность «перестаривания» увеличивается с ростом температуры, начиная с 500 °С скорость коагуляции возрастает значительно. Уменьшение максимальной температуры и уменьшение времени нахождения в области температуры  $\geq 500$  °С (например, увеличением скорости нагрева) приводит к увеличению достигаемой прочности бронзы. На отдельных образцах удавалось достичь значений  $\sigma_B = 340$  МПа.

В процессе отработки технологии на малых макетах ОПЭ выявлены дефекты, представляющие собой нарушение целостности (трещина) биметаллического соединения CuCrZr/316L(N) в угловых зонах макетов (рис. 4), возникающие после пайки [2].

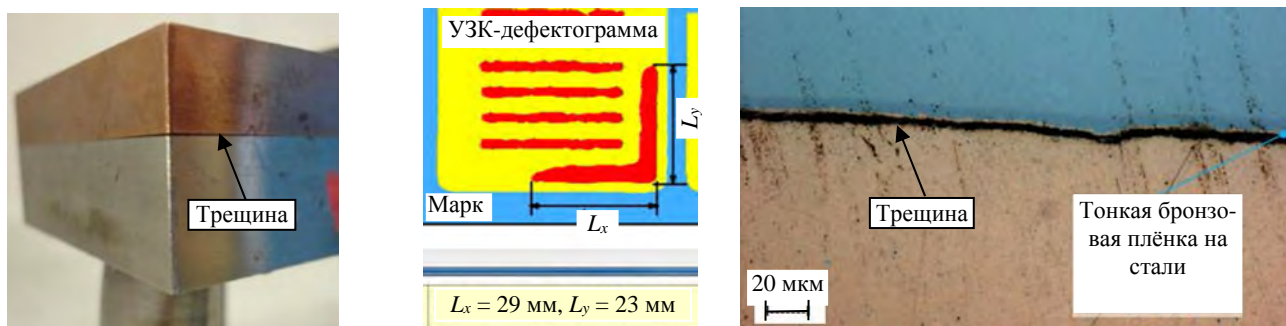


Рис. 4. Трещина в зоне биметаллического соединения CuCrZr/316L(N) в макете ОПЭ

В ходе анализа режима пайки установлено, что характер нагрузок в макете обусловлен быстрой скоростью нагрева и охлаждения [3]. Как следствие, образуется градиент температуры и возникают изгибные напряжения в углах макета в зоне биметаллического соединения (рис. 5). С учётом выявленных особенностей биметаллического соединения [2, 3] исследуемые участки макета становятся «слабым местом» в процессе изготовления.

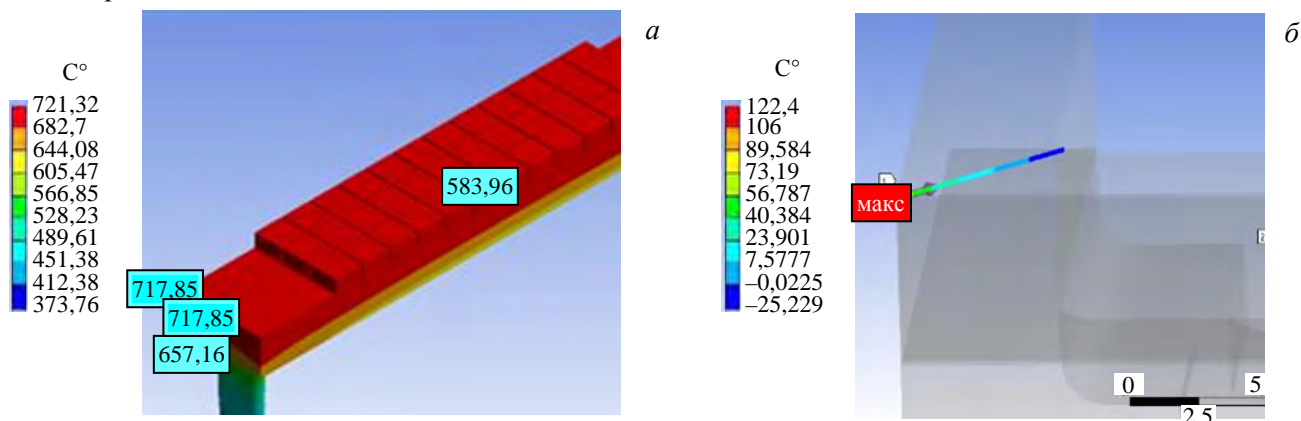


Рис. 5. Результаты расчёта напряжённо-деформированного состояния макета ОПЭ в процессе пайки: а — распределение температуры при завершении нагрева (макс. 721 °С); б — изгиб по краю макета (переход от растягивающих напряжений к сжимающим)

С целью снижения нагрузок на биметаллическое соединение в углах макета в процессе вакуумной индукционной пайки выполнена оптимизация параметров:

- уменьшение максимальной скорости нагрева до 0,8—1,0 °С/с с внесением дополнительной выдержки при температуре перед стартом фазы быстрого нагрева;
- корректировка положения индуктора относительно изделия;
- оптимизация толщины сопрягаемых материалов.

Указанные решения привели к уменьшению значения температурного градиента в макете ОПЭ, что позволило снизить напряжения в углах макета и полностью исключить случаи образования трещин. Прочность бронзы после пайки достигала значений  $\geq 300$  МПа. Указанный способ термической обработки CuCrZr запатентован в виде изобретения [4].

## ОБОРУДОВАНИЕ, СПЕЦИАЛЬНЫЕ ПРИСПОСОБЛЕНИЯ И ОСНАСТКА

Точность размеров, формы и взаимного положения поверхностей бериллиевой облицовки ОПЭ ППС зависит от точности исходных деталей и надёжности фиксации бериллиевых плиток во время пайки. Для сохранения положения каждой плитки в процессе цикла пайки разработана специальная фиксирующая оснастка, с заданным усилием прижимающая плитку к бронзовой поверхности ОПЭ [5]. Усилие прижима также обеспечивает сохранение величины капиллярного зазора в зоне пайки, что позволяет добиться сплошного паяного соединения. Для обеспечения свободного перемещения фиксирующей оснастки вместе с ОПЭ в процессе его теплового расширения оснастка состоит из отдельных блоков, закреплённых относительно основания ОПЭ (рис. 6).



Рис. 6. Общий вид прижимных блоков фиксирующей оснастки

Каждый блок фиксирующей оснастки состоит из одной либо двух самоустанавливающихся трёхточечных опор, прижимающих бериллиевые плитки. Для регулировки силы прижима используется винт, сжимающий пружину из жаропрочного сплава, усилие от которой передаётся цилиндрическим толкателем на трёхточечную опору. Для снижения нагрева пружин в процессе пайки в конструкции блока используется поперечная планка, экранирующая излучение от горячих плиток, в свою очередь относительно длинный цилиндрический толкатель с малым поперечным сечением ограничивает теплопередачу от плиток к пружине. Прижимные блоки относительно ОПЭ зафиксированы тонкой стальной лентой. Лента не нагревается индуктором, так как её толщина составляет меньше толщины скин-слоя для используемого высокочастотного нагрева (50 кГц). Для подтверждения обеспечения требуемого усилия прижима в условиях нагрева проведены испытания прижимного блока (рис. 7).

Определено, что при ожидаемых условиях нагрева прижимные блоки обеспечивают стабильное усилие не менее 40 Н на каждую плитку. На конструкцию прижимного блока в нескольких модификациях получены патенты на полезную модель [6, 7].

Определено, что при ожидаемых условиях нагрева прижимные блоки обеспечивают стабильное усилие не менее 40 Н на каждую плитку. На конструкцию прижимного блока в нескольких модификациях получены патенты на полезную модель [6, 7].

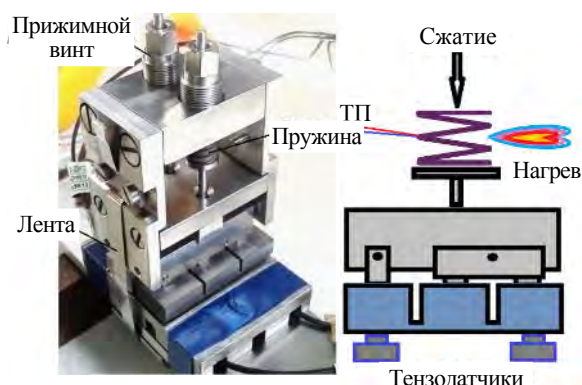


Рис. 7. Схема испытаний прижимного блока

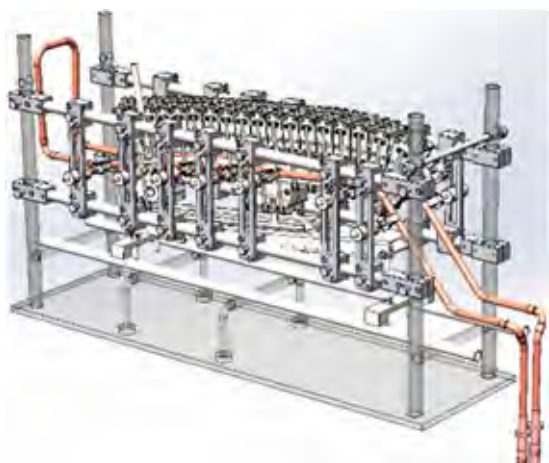


Рис. 8. Оснастка для регулировки взаимного положения индуктор—изделие

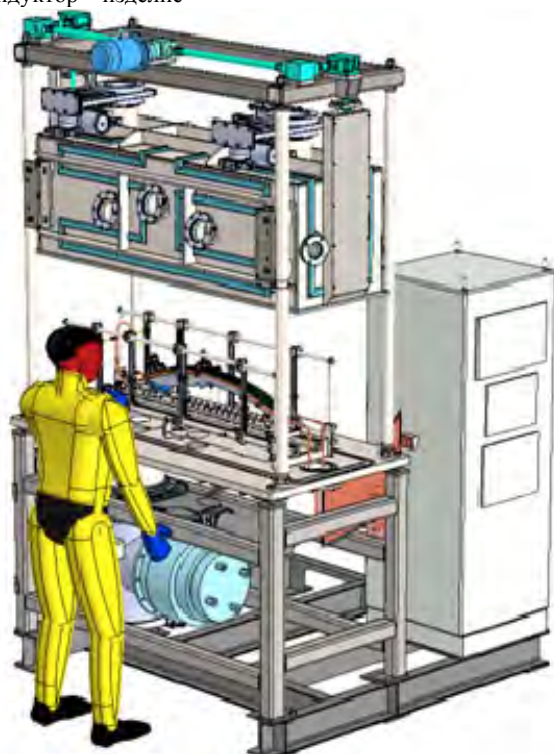


Рис. 9. Конструкция вакуумной индукционной печи для серийной пайки ОПЭ ППС

«НИИЭФА» методике [9] с использованием роботизированного ультразвукового контроля (УЗК) (рис. 10). Согласно утверждённой процедуре максимальный разрешённый размер дефекта не должен

Для обеспечения высокого качества паяного соединения вдоль всей длины ОПЭ требовалось обеспечить равномерный и стабильный нагрев всей зоны пайки. При этом ОПЭ ППС имеют переменную вдоль изделия площадь поперечного сечения, т.е. объёмную теплоёмкость. Подбором оптимальных параметров формы индуктора, глубины погружения детали в индуктор и режима нагрева удалось достичь равномерность температуры в зоне пайки в диапазоне  $\pm 3\%$ . Для регулировки взаимного положения индуктор—изделие разработана специальная оснастка (рис. 8). Способ вакуумной индукционной пайки, включающий применение описанной специальной оснастки, запатентован в виде изобретения [8].

По итогам опытных работ на вакуумной печи СОРБП разработана новая вакуумная индукционная печь, предназначенная для серийной пайки ОПЭ ППС (рис. 9). На основании данного оборудования в АО «НИИЭФА» создаётся участок пайки облицовки ППС ИТЭР.

### КВАЛИФИКАЦИЯ ТЕХНОЛОГИИ ПАЙКИ

Перед началом изготовления полномасштабного прототипа каждая критическая технология изготовления должна быть квалифицирована в соответствии с утверждённой МО ИТЭР программой. Программа квалификации технологии пайки включает в себя изготовление, неразрушающий контроль и испытания серии макетов.

Главный критерий работоспособности паяного соединения заключается в обеспечении высокого качества теплового контакта между защитной облицовкой и бронзовым теплоотводящим слоем. Наличие дефектов в паяном соединении может привести к локальным перегревам облицовки и последующей деградации соединения.

Контроль качества паяного соединения осуществляется по специально разработанной специалистами АО

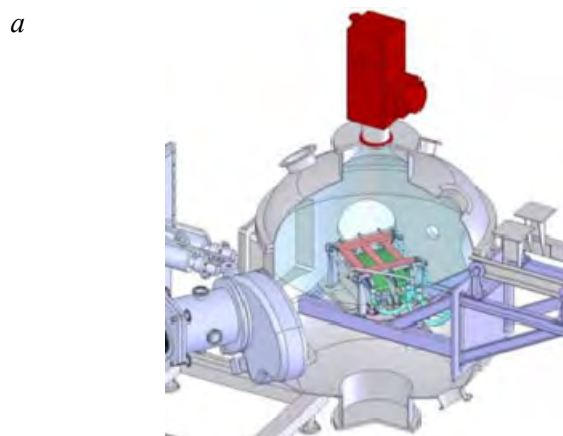


Рис. 10. Оборудование для контроля и испытаний паяного соединения: а — роботизированный комплекс УЗК; б — стенд «Щефей-М» для тепловых испытаний

превышать 4,0 мм. Для проверки работоспособности ОПЭ ППС в условиях тепловых нагрузок в АО «НИИЭФА» проводятся термоциклические испытания [10]. ОПЭ ППС, подключённые к системе подачи воды, помещают внутрь вакуумной камеры (рис. 10), где сканирующим электронным пучком создаётся циклическая поверхностная тепловая нагрузка. Работоспособность облицовки в процессе испытаний контролируется по термоотклику плиток с использованием пирометров и тепловизора.

В рамках программы квалификации изготовлено, проконтролировано и испытано 10 макетов ОПЭ ППС с бериллиевой облицовкой. На рис. 11 для примера показаны фотографии общего вида двух макетов и результаты УЗК паяного соединения. На макете, который показан на рис. 11, б, в паяном соединении присутствует проходной дефект размером 2,0×1,5 мм.

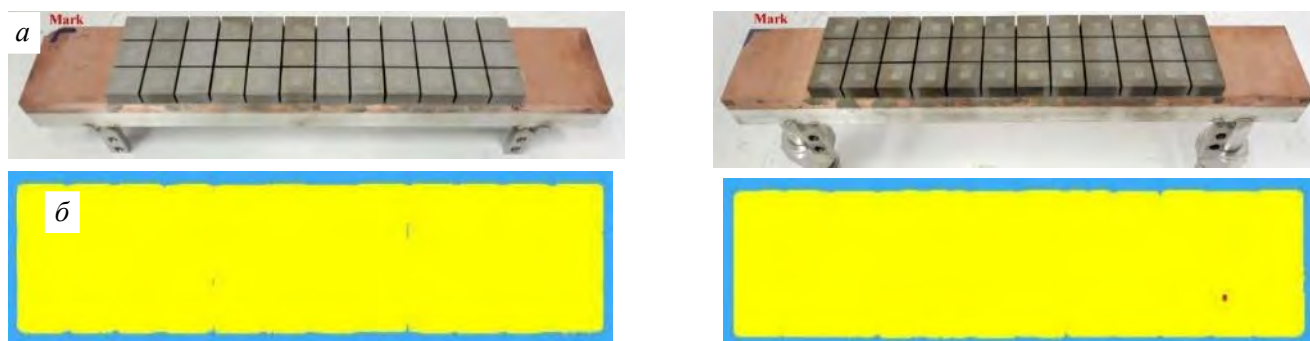


Рис. 11. Общий вид квалификационных макетов (а) и результаты УЗК паяного соединения (б)

Представленные два макета успешно прошли испытания при плотности поглощённой мощности 4,7 МВт/м<sup>2</sup> в течение 15 000 циклов нагрева/охлаждения. Максимальная температура облицовки не превысила 630 °С. На рис. 12 показаны тепловизионные изображения и графики распределения температуры на финальном 15 000-м цикле нагружения. Дефект в паяном соединении не повлиял на результаты испытаний.

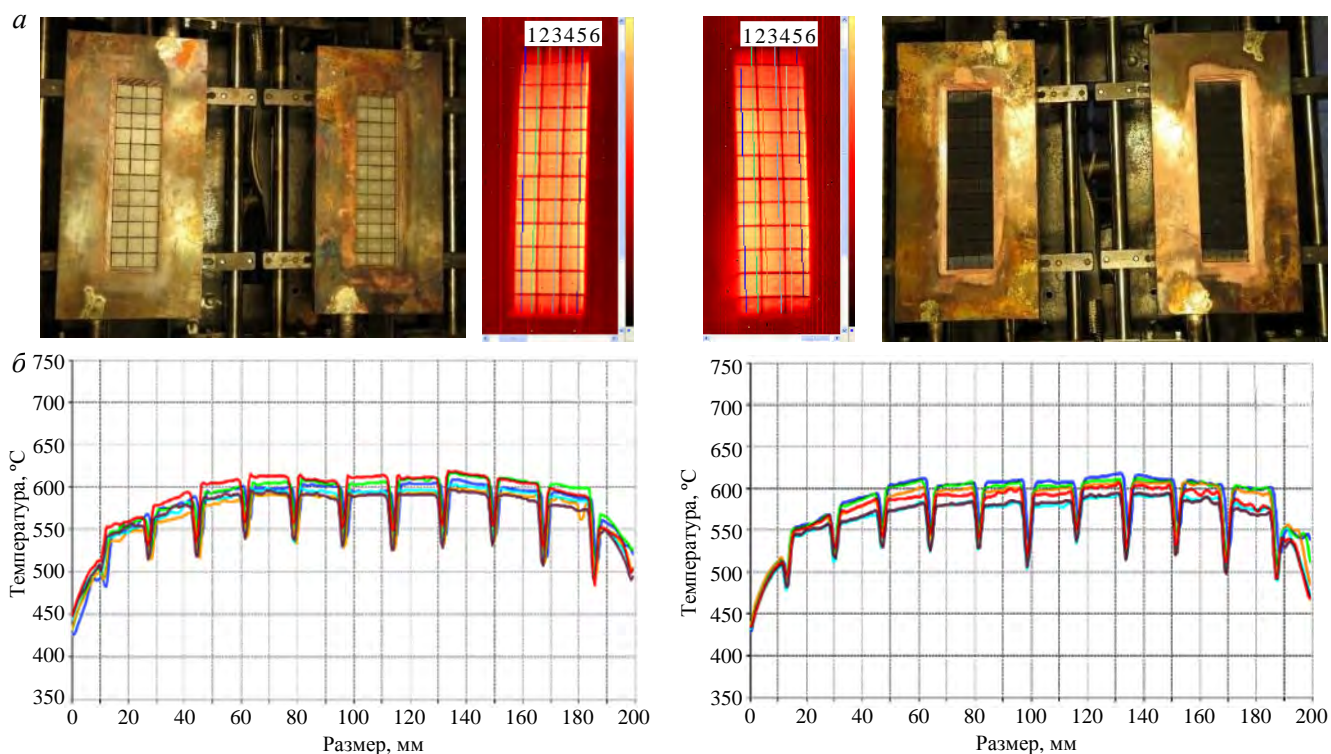


Рис. 12. Тепловые испытания макетов ОПЭ: а — фотографии макетов до (слева) и после 15 000 циклов (справа) и тепловизионные изображения на 15 000-м цикле нагружения (посередине); б — графики распределения температуры поверхности в точках линий 1 (—), 2 (—), 3 (—), 4 (—), 5 (—), 6 (—), показанных на тепловизионных изображениях (а)



Рис. 13. Внешний вид поверхности бериллиевых плиток после 30 000 термоциклов при 4,7 МВт/м<sup>2</sup>

По окончании программы технология вакуумной индукционной пайки была квалифицирована и одобрена МО ИТЭР для дальнейшего применения при изготовлении полномасштабного прототипа ППС. Дополнительно два макета были испытаны при 4,7 МВт/м<sup>2</sup> до 30 000 циклов нагрева/охлаждения (двухкратный ресурс). По результатам данных испытаний не произошло критических ухудшений качества паяного соединения. На рис. 13 показаны фотографии поверхности плиток бериллиевой облицовки, покрытых сеткой микротрещин после 30 000 термоциклов. При этом не произошло никаких критических повреждений поверхности (оплавление, выкрашивание и пр.).

### ИЗГОТОВЛЕНИЕ ПОЛНОМАСШТАБНОГО ПРОТОТИПА ППС

Изготовление и испытания полномасштабного прототипа — это финальная стадия квалификации поставщика перед получением разрешения на начало изготовления серийных компонентов ИТЭР. Цель изготовления полномасштабного прототипа: проверка собираемости, технологичности, контроле- и ремонтно-пригодности элементов конструкции, а также проверка операций технологического процесса и успешное прохождение сдаточных испытаний. Фотографии изготовленного прототипа показаны на рис. 14.



Рис. 14. Изготовленный полномасштабный прототип высоконагруженной ППС



Рис. 15. ОПЭ полномасштабного прототипа ППС

Успешно изготовлено 45 штук ОПЭ полномасштабного прототипа ППС (с небольшим запасом, в прототипе 40 ОПЭ), имеющих сложную криволинейную фасетированную форму поверхности облицовки (рис. 15). Каждый ОПЭ содержит 38 бериллиевых плиток. Таким образом, успешно припаяно более 1700 плиток на поверхность сложной формы.

Проведённый УЗК подтвердил высокое качество всех полученных паяных соединений. Ресурсные тепловые испытания, проведённые

на выборке из 12 ОПЭ прототипа ППС, также не выявили нарушений качества паяного соединения бериллиевой облицовки (рис. 16).

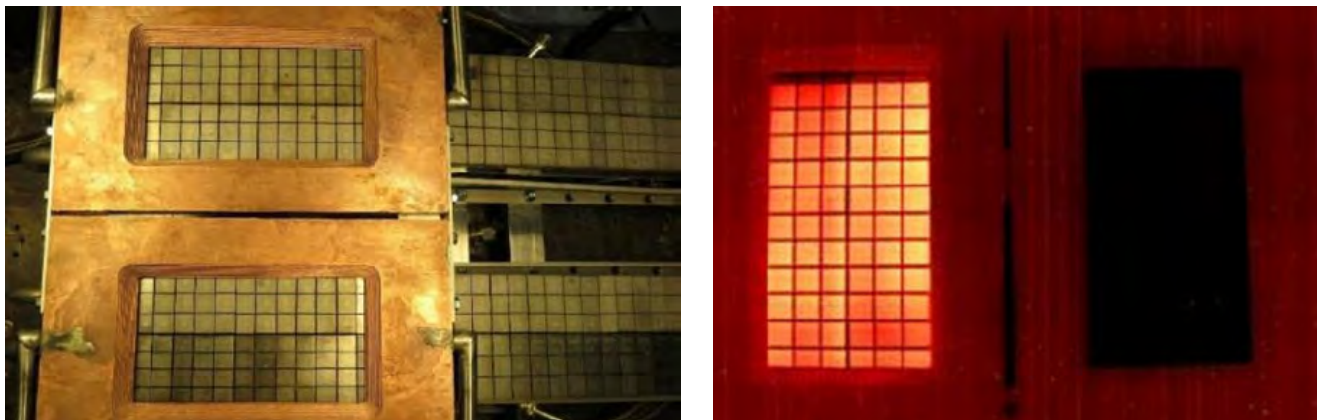


Рис. 16. Тепловые испытания ОПЭ полномасштабного прототипа ППС

В настоящее время успешно завершены основные сдаточные (тепловые, гидравлические и вакуумные) испытания полномасштабного прототипа. Предстоит большая работа по подготовке и утверждению необходимого комплекта документов для получения разрешения МО ИТЭР на начало серийного изготовления. Технология вакуумной индукционной пайки облицовки подтвердила свою надёжность, эффективность и повторяемость в получении качественного соединения бериллиевой облицовки в ОПЭ ППС. Полученные результаты полностью удовлетворяют критериям МО ИТЭР.

### СМЕНА МАТЕРИАЛА ОБЛИЦОВКИ ПЕРВОЙ СТЕНКИ ИТЭР

Заявленное МО ИТЭР намерение о смене материала облицовки первой стенки ИТЭР [11] привело к необходимости анализа пригодности разработанной технологии вакуумной индукционной пайки для присоединения вольфрамовой облицовки.

При использовании вольфрама из-за большой разницы в коэффициентах линейного температурного расширения с материалом подложки (CuCrZr) применяют промежуточный слой из мягкой бескислородной меди. Медный слой толщиной 2 мм получают методом вакуумной наплавки меди на вольфрам. Из полученных заготовок методом электроэрозионной обработки получают биметаллические W/Cu-плитки. Фактически при пайке облицовки выполняется пайка меди и бронзы CuCrZr. Для выбранного припоя СТЕМЕТ® 1101м соединение медных сплавов является одним из типовых применений.

В инициативном порядке экспериментальной проверки качества паяных соединений изготовлено две W/Cu-плитки с размерами, повторяющими размеры типовой бериллиевой плитки (рис. 17). Толщина

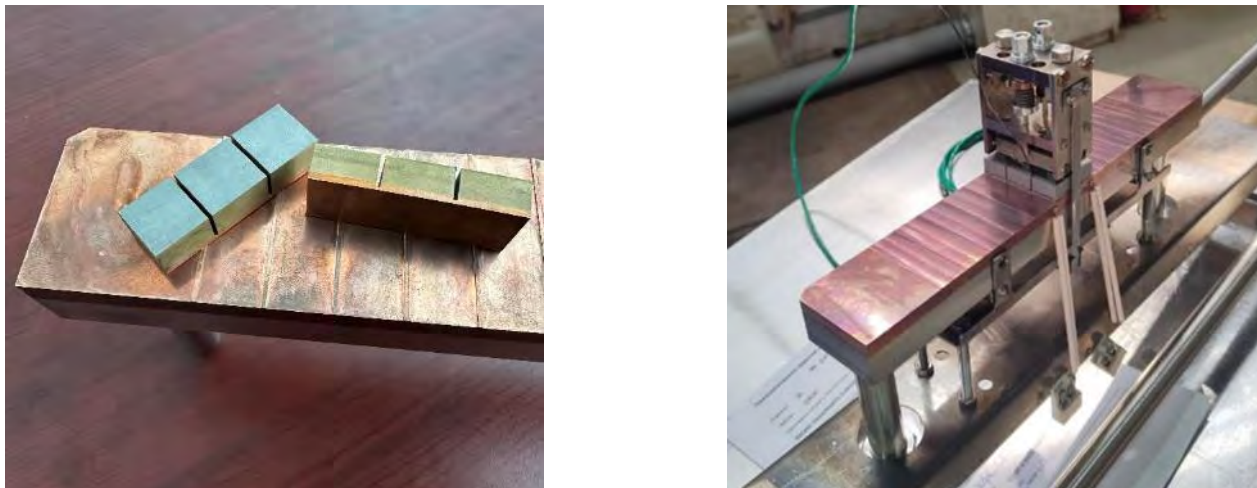


Рис. 17. Подготовка к пайке макета с W/Cu-плитками

вольфрама в плитке составила 6 мм, толщина медного слоя 2 мм. Плитки имеют единое медное основание, на котором находятся три независимые части плитки. Прорезы между данными частями плитки шириной 1 мм выполнены электроэрозионным способом и углубляются в медный подслей на 1 мм.

С использованием разработанного для бериллиевой облицовки оборудования, оснастки, припоя и режимов пайки успешно выполнена пайка W/Cu-плиток на водоохлаждаемое основание (см. рис. 17). Пайка макета выполнена под углом около 25 градусов к горизонту, чтобы оценить влияние растекания избытков припоя под действием силы тяжести, что может привести к загрязнению плиток. После пайки следов припоя на боковых поверхностях вольфрамовых плиток не обнаружено.

Изготовленный макет прошёл 5000 циклов тепловых испытаний при  $4,7 \text{ МВт/м}^2$  при параметрах охлаждения, соответствующих используемым для макетов в рамках программы квалификации технологии пайки (рис. 18).

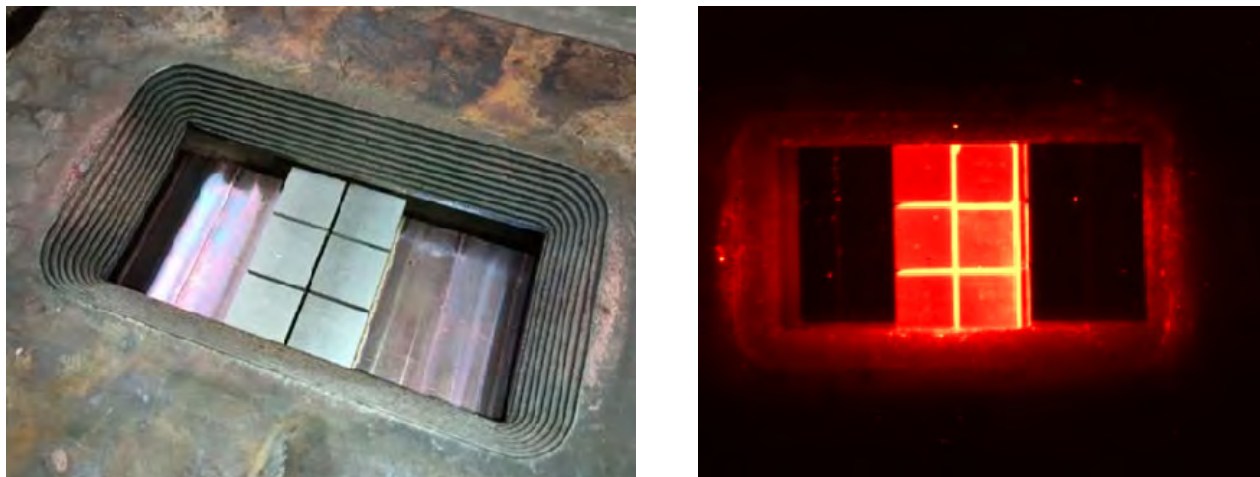


Рис. 18. Тепловые испытания макета с W/Cu-плитками

Проведённый УЗК качества многослойных соединений W/Cu/CuCrZr (рис. 19) до и после тепловых испытаний продемонстрировал отличное качество паяного соединения Cu/CuCrZr, существенных изменений после испытаний не обнаружено. В наплавленном соединении W/Cu после испытаний появилось несколько небольших допустимых дефектов.

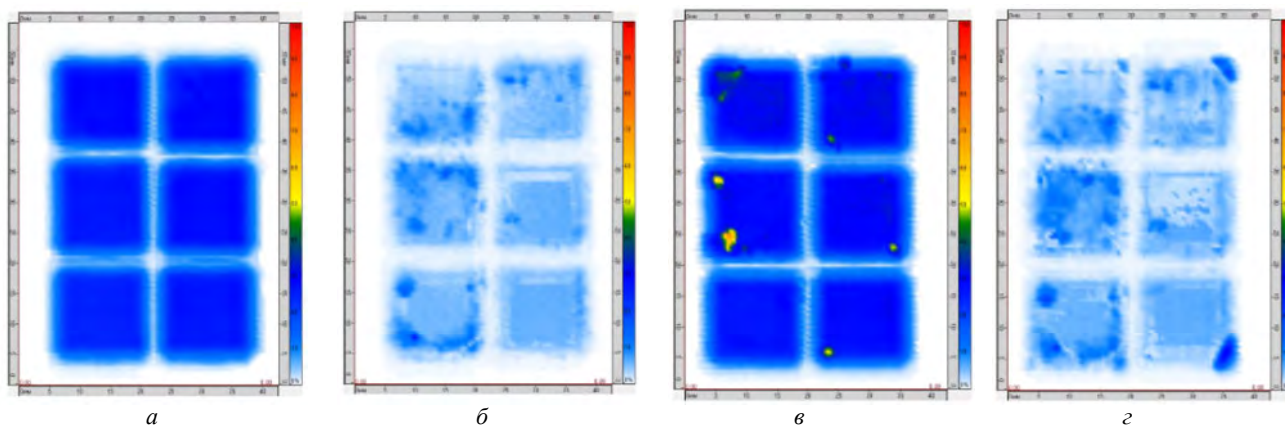


Рис. 19. Результаты УЗК: *а* — W/Cu до испытаний; *б* — Cu/CuCrZr до испытаний; *в* — W/Cu после испытаний; *г* — Cu/CuCrZr после испытаний

Так как масса каждой W/Cu-плитки в несколько раз превосходит массу аналогичной бериллиевой плитки, возникают опасения, что для панелей первой стенки, расположенных в верхней части вакуумной камеры, может произойти отпайка плиток облицовки в случаях нестационарных нагрузок. Для оценки вероятности отпайки был проведён опыт по отпайке W/Cu-плиток под собственным весом от теплоотводящей подложки. Во время проведения опыта макет разместили вниз облицовкой и на одну из плиток через фиксирующий захват подвесили груз массой, имитирующей вольфрамовую плитку увеличенной толщины 25 мм. Во время эксперимента макет дважды нагревали: первый раз до  $854 \text{ }^\circ\text{C}$ , второй раз до  $891 \text{ }^\circ\text{C}$ .

В результате определено, что одного собственного веса плитки с вольфрамом толщиной до 25 мм недостаточно для разрушения паяного соединения при его нагреве вплоть до 891 °С.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана, квалифицирована и успешно внедрена в производство в АО «НИИЭФА» технология вакуумной индукционной пайки бериллиевой облицовки высоконагруженных ППС ИТЭР. Успешно изготовлен полномасштабный прототип высоконагруженной ППС ИТЭР и подтверждена надёжность технологии. Разработана установка для серийной пайки облицовки ППС, доработанная по итогам опытных работ. Достигнуты следующие основные параметры:

— прочность бронзы CuCrZr (дисперсионно-твердеющего медного сплава) в составе конструкции ОПЭ ППС после пайки достигает значений  $\geq 300$  МПа (при испытании на растяжение при комнатной температуре), что с запасом удовлетворяет критерию допустимой прочности 280 МПа;

— разработанная специальная оснастка для настройки положения индуктора и для фиксации плиток бериллиевой облицовки позволяет достигать высокой равномерности температуры в зоне пайки в пределах  $\pm 3\%$ , а также обеспечивать постоянное усилие прижима каждой плитки не менее 40 Н в процессе всего цикла пайки. Это обеспечивает высокий уровень стабильности качества паяного соединения;

— надёжность полученных паяных соединений экспериментально подтверждена термоциклическими испытаниями при плотности поглощённой мощности 4,7 МВт/м<sup>2</sup> (пиковая нагрузка для ППС ИТЭР). Квалификационные макеты успешно выдержали 15 000 циклов нагружения (полный ресурс). Также проведена дополнительная серия испытаний 30 000 циклов без разрушения макетов;

— 45 ОПЭ полномасштабного прототипа высоконагруженной ППС изготовлены в полном соответствии с требованиями качества, предъявляемыми к паяному соединению;

— опытная пайка W/Cu-плиток с использованием разработанных для бериллиевой облицовки оборудования, припоя, оснастки и режимов показала отличное качество паяных соединений.

Работа частично выполнена в рамках государственных контрактов на выполнение НИОКР «Разработка, опытное изготовление, испытание и подготовка к поставке специального оборудования в обеспечение выполнения российских обязательств по проекту ИТЭР в 2021 (2022, 2023) году» № Н.4а.241.19.21.1038 от 11.05.2021, № Н.4а.241.19.22.1123 от 14.02.2022, № Н.4а.241.19.23.1014 от 18.01.2023.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Gervash A., Giniyatulin R., Guryeva T., Glazunov D., Kuznetsov V., Mazul I., Ogursky A.Y., Piskarev P.Y., Safronov V., Eaton R., Raffray R., Sevryukov O. The development of technology of Be/CuCrZr joining using induction brazing. — *Fusion Engineering and Design*, 2019, vol. 146, p. 2292—2296.
2. Piskarev P.Y., Gervash A.A., Vologzhanina S.A., Ermakov B.S., Kudryavceva A.M. Study of the Bimetallic Joint CuCrZr/316L(N). — *Materials Science Forum*, 2021, vol. 1040, p. 8—14.
3. Piskarev P., Gervash A., Bobrov S., Ruzanov V., Ogursky A., Mazul I., Giniyatulin R., Ermakov B., Sevryukov O. Analysis of CuCrZr/316L(N) bimetallic joint with and without Nickel inter-layer for plasma facing components. — *Materials Physics and Mechanics*, 2022, vol. 48(2); doi: 10.18720/MPM.4848(2)2022\_4.
4. Пискарев П.Ю., Герваш А.А., Огурский А.Ю., Рузанов В.В., Мазуль И.В. Способ термической обработки бронзы CuCrZr, применяемый при изготовлении изделий с бериллиевой облицовкой и биметаллическим соединением CuCrZr/316L(N). Патент № 2768076 от 23.03.2022.
5. Пискарев П.Ю., Огурский А.Ю., Герваш А.А., Мазуль И.В. Подготовка к выполнению программы квалификации технологии вакуумной индукционной пайки бериллиевой облицовки компонентов реактора ИТЭР. — *Научные технологии в машиностроении*, 2018, т. 8, с. 33—41.
6. Герваш А.А., Огурский А.Ю., Окунева Е.В., Пискарев П.Ю., Ушаков Ю.В. Устройство для фиксации деталей в процессе пайки. Патент № 195416 от 04.06.2019.
7. Пискарев П.Ю., Герваш А.А., Огурский А.Ю., Рузанов В.В. Устройство с ленточным натяжителем для фиксации деталей в процессе индукционной пайки. Патент № 215106 от 18.05.2022.
8. Герваш А.А., Огурский А.Ю., Пискарев П.Ю., Рузанов В.В., Ушаков Ю.В. Способ вакуумной индукционной пайки. Патент № 2758710 от 01.11.2021.

9. **Bulavinov A., Pinchuk R., Gurieva T., Lyanzberg D.** Robot-based in-process examination of ITER dome and first-wall panels based on novel ultrasonic tomography approach. — In: 19th World Conference on Non-Destructive Testing, Munich, Germany, June 13, 2016, p. 37.
10. **Volodin A., Kuznetsov V., Davydov V., Kokoulin A., Komarov A., Mazul I., Mudyugin B., Ovchinnikov I., Stepanov N., Rulev R., Eremkin A., Rogov A., Priyanikov V., Fedosov A.** The high-heat-flux test facilities in the Joint Stock Company “D.V. Efremov Institute of Electrophysical Apparatus”. — Fusion Engineering and Design, 2015, vol. 98—99, p. 1411—1414.
11. **Бериллиевую** облицовку реактора ITER планируют заменить на вольфрамовую. Пресс-центр НИЯУ МИФИ, 04.10.2023; URL: <https://www.mephi.ru/press/news/21494>.

АО «НИИЭФА» ИМ. Д.В. ЕФРЕМОВА, 196641 САНКТ-ПЕТЕРБУРГ, ПОС. МЕТАЛЛОСТРОЙ,  
ДОРОГА НА МЕТАЛЛОСТРОЙ 3, РОССИЯ



Павел Юрьевич Пискарев, начальник отделения  
piskarev@sintez.niiefa.spb.su



Александр Андреевич Герващ, начальник отдела, к. техн. н., ветеран атомной энергетики и промышленности  
gervash@sintez.niiefa.spb.su



Андрей Юрьевич Огурский, главный специалист  
ogurskiy@sintez.niiefa.spb.su



Дмитрий Александрович Глазунов, главный специалист  
glazunov@sintez.niiefa.spb.su



Сергей Владимирович Бобров, инженер-исследователь 2 категории  
bobrov@sintez.niiefa.spb.su



Игорь Всеволодович Мазуль, г.н.с., д. техн. н., ветеран атомной энергетики и промышленности  
mazul@sintez.niiefa.spb.su



Роман Валерьевич Рулев, главный специалист  
rulev@sintez.niiefa.spb.su



Елена Валентиновна Окунева, главный специалист  
okuneva@sintez.niiefa.spb.su



Владимир Вячеславович Рузанов, инженер-исследователь  
ruzanov@sintez.niiefa.spb.su



Дмитрий Владимирович Лянзберг, главный специалист  
lyanzberg@sintez.niiefa.spb.su



Михаил Андреевич Пантелеев, ведущий инженер-специалист  
panteliev@sintez.niiefa.spb.su



Антон Борисович Путрик, начальник сектора, к.ф.-м.н.; Частное учреждение Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» «Проектный центр ИТЭР», 123060 Москва, ул. Расплетина 11, корп. 2, Россия

Статья поступила в редакцию 9 января 2024 г.

После доработки 16 января 2024 г.

Принята к публикации 17 января 2024 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2024, т. 47, вып. 1, с. 122—132.

**ПАМЯТИ АНАТОЛИЯ МИХАЙЛОВИЧА СТЕФАНОВСКОГО**  
**15.09.1929—16.11.2023**



16 ноября 2023 г. на 95-м году жизни скончался ветеран труда и ветеран атомной промышленности, доктор физико-математических наук Стефановский Анатолий Михайлович, проработавший в Курчатовском институте более 65 лет. Анатолий Михайлович был принят в ЛИПАН СССР на должность старшего лаборанта в 1952 г. после окончания физического факультета МГУ им. М.В. Ломоносова по специальности «физика». В 1956 г. он был переведён на должность младшего научного сотрудника. С 1958 по 1962 г. работал ведущим инженером в СО АН СССР. С 1962 по 2023 г. — ведущий научный сотрудник НИЦ «Курчатowski институт».

А.М. Стефановский выполнил детальные исследования ускорения электронов в сильных электрических полях, сопровождаемого возбуждением колебаний плазмы. По результатам этих исследований в 1967 г. он защитил кандидатскую диссертацию.

В 1968 г. А.М. Стефановский возглавил «Лабораторию замкнутых ловушек», в которой были сооружены три установки: два стелларатора с пространственной осью типа восьмёрки, один из первых в мире токамаков с вытянутым сечением — перстеньковый токамак Т-8 (в настоящее время токамаки с эллиптическим сечением плазмы и дивертором считаются наиболее перспективными для сооружения ТЯР), а также на базе установки ТМ-3 была сооружена установка с полностью графитовым окружением плазмы ТМГ. Стенки разрядной камеры и лимитера в ней были изготовлены из реакторного графита МИГ особой очистки. Под руководством А.М. Стефановского и при его участии на этих установках были выполнены разнообразные эксперименты, по результатам которых были защищены три кандидатские диссертации.

В 1990 г. А.М. Стефановскому присуждена учёная степень доктора физико-математических наук. Его научная работа 2003 г. была отмечена премией им. И.В. Курчатова РНЦ «Курчатowski институт». В 2004 г. А.М. Стефановский получил премию им. Л.А. Арцимовича за цикл работ «Экспериментальные исследования плазмы в перстеньковых токамаках».

Жизнь Анатолия Михайловича оборвалась в момент оформления его публикации по развитию срыва разряда в токамаке.

Анатолий Михайлович был эрудированным, разносторонним человеком с хорошим чувством юмора. Ему были свойственны доброжелательность, глубокое понимание человеческого характера, отзывчивость и внимательность к людям. Анатолий Михайлович был активным участником научной работы Отделения токамаков. Критические замечания, которые он высказывал на семинарах, показывали его глубокое понимание проблемы и искреннюю заинтересованность в обсуждаемом вопросе. Нам будет очень не хватать научной проницательности Анатолия Михайловича, его конструктивной, иногда едкой, но всегда правдивой критики.

## СОДЕРЖАНИЕ

<i>Гаспарян Ю.М., Крат С.А.</i> Влияние выбора материала облицовки стенок термоядерных установок на накопление изотопов водорода .....	5
<i>Писарев А.А., Вертков А.В., Жарков М.Ю., Мазуль И.В., Пискарев П.Ю., Тарасюк Г.М.</i> Текущий жидкий литий как материал, обращённый к плазме .....	15
<i>Сергеев В.Ю., Скоков В.Г., Кутеев Б.В., Тимохин В.М.</i> Концепция замкнутого литиевого цикла в установке ДЕМО-ТИН с секционированным дивертором .....	29
<i>Пискарев П.Ю., Мазуль И.В., Маханьков А.Н., Колесник М.С., Окунева Е.В., Литуновский Н.В.</i> Компоненты, обращённые к плазме, в проекте ТРТ: конструкция, материалы и технологии.....	41
<i>Беграмбеков Л.Б., Айрапетов А.А., Грунин А.В., Довганюк С.С., Садовский Я.А.</i> Карбид бора как защитный материал контактирующих с плазмой элементов плазменных и термоядерных установок .....	54
<i>Шошин А.А., Бурдаков А.В., Кандауров И.В., Касатов А.А., Казанцев С.Р., Балаш И.И., Попов В.А., Рыжков Г.А., Черепанов Д.Е., Кузьмин Е.И., Полосаткин С.В., Иванов И.А., Аракчеев А.С., Васильев А.А.</i> Обзор работ в ИЯФ СО РАН по тематике плазма—поверхность.....	65
<i>Алябьев И.А., Цыбенко В.Ю., Позняк И.М., Бирюлин Е.З., Новоселова З.И., Федулаев Е.Д., Путрик А.Б.</i> Моделирование движения расплавленного металлического слоя в условиях, характерных для переходных процессов в ИТЭР.....	76
<i>Черепанов Д.Е., Бурдаков А.В., Вячеславов Л.Н., Казанцев С.Р., Кандауров И.В., Касатов А.А., Красильников А.В., Попов В.А., Рыжков Г.А., Шошин А.А.</i> Испытания покрытий из карбида бора импульсной тепловой нагрузкой, возможной в диверторной зоне токамака ИТЭР.....	89
<i>Позняк И.М., Алябьев И.А., Подковыров В.Л., Барсук В.А., Цыбенко В.Ю., Бирюлин Е.З., Федулаев Е.Д., Новоселова З.И.</i> Поведение вольфрама с покрытием из карбида бора при воздействии интенсивных плазменных потоков .....	99
<i>Пискарев П.Ю., Рулев Р.В., Мазуль И.В., Красильников А.В., Писарев А.А., Кутеев Б.В., Колесник М.С., Душик В.В., Бобров С.В., Монтак Н.В., Рыбиков А.А., Букатин Т.Н.</i> Покрытия на обращённой к плазме поверхности первой стенки: анализ и термоциклические испытания электронным пучком на стенде «Цефей-М».....	111
<i>Пискарев П.Ю., Герваш А.А., Огурский А.Ю., Глазунов Д.А., Бобров С.В., Мазуль И.В., Рулев Р.В., Окунева Е.В., Рузанов В.В., Лянзберг Д.В., Путрик А.Б., Пантелеев М.А.</i> Технология вакуумной индукционной пайки облицовки высоконагруженных панелей первой стенки ИТЭР.....	122
Памяти Анатолия Михайловича Стефановского.....	133

## CONTENTS

<i>Gasparyn Yu.M., Krat S.A.</i> Effect of plasma facing material selection on hydrogen accumulation in fusion devices .....	5
<i>Pisarev A.A., Vertkov A.V., Zharkov M.Yu., Mazul I.V., Piskarev P.Yu., Tarasyuk G.M.</i> Flowing liquid lithium as a plasma facing material .....	15
<i>Sergeev V.Yu., Skokov V.G., Kuteev B.V., Timokhin V.M.</i> The closed lithium loop concept for DEMO-TIN tokamak with sectioned divertor.....	29
<i>Piskarev P.Yu., Mazul I.V., Makhankov A.N., Kolesnik M.S., Okuneva E.V., Litunovsky N.V.</i> Plasma-facing components in the TRT project: design, materials and technologies .....	41
<i>Begrambekov L.B., Airapetov A.A., Grunin A.V., Dovganyuk S.S., Sadovsk Ya.A.</i> Boron carbide as a protective material for plasma facing elements of plasma and thermonuclear installations in contact with plasma .....	54
<i>Shoshin A.A., Burdakov A.V., Kandaurov I.V., Kasatov A.A., Kazantsev S.R., Balash I.I., Popov V.A., Ryzhkov G.A., Cherepanov D.E., Kuzmin E.I., Polosatkin S.V., Ivanov I.A., Arakcheev A.S., Vasilyev A.A.</i> Review of works in the Budker Institute on plasma-surface interaction.....	65
<i>Aliabev I.A., Tsybenko V.Yu., Poznyak I.M., Biryulin E.Z., Novoselova Z.I., Fedulaev E.D., Putrik A.B.</i> Numerical simulation of melt metal layer movement under conditions relevant to ITER transient regimes .....	76
<i>Cherepanov D.E., Burdakov A.V., Vyacheslavov L.N., Kazantsev S.R., Kandaurov I.V., Kasatov A.A., Krasilnikov A.V., Popov V.A., Ryzhkov G.A., Shoshin A.A.</i> Testing of boron carbide coatings under pulsed heat load possible in the divertor zone of the ITER tokamak.....	89
<i>Poznyak I.M., Aliabev I.A., Podkovyrov V.L., Barsuk V.A., Tsybenko V.Yu., Biryulin E.Z., Fedulaev E.D., Novoselova Z.I.</i> Behavior of tungsten coated with boron carbide exposed to intense plasma stream.....	99
<i>Piskarev P.Yu., Rulev R.V., Mazul I.V., Krasilnikov A.V., Pisarev A.A., Kuteev B.V., Kolesnik M.S., Dushik V.V., Bobrov S.V., Montak N.V., Rybikov A.A., Bukatin T.N.</i> Coatings on a first wall plasma-facing surface: analysis and high heat flux testing on the «Tsefey-M» e-beam facility .....	111
<i>Piskarev P.Yu., Gervash A.A., Ogursky A.Yu., Glazunov D.A., Bobrov S.V., Mazul I.V., Rulev R.V., Okuneva E.V., Ruzanov V.V., Lyanzberg D.V., Putrik A.B., Panteleev M.A.</i> Vacuum induction brazing technology of ITER enhanced heat-flux first wall pannels armour material.....	122
In memory of Anatoly Mikhailovich Stefanovsky .....	133

Вопросы атомной науки и техники  
С е р и я: Термоядерный синтез  
Том 47, выпуск 1

Ответственные за выпуск А.Б. Кукушкин, Е.А. Филимонова  
Редактор Н.В. Бокша. Верстальщик С.В. Шаповалова. Корректор Н.В. Бокша.  
Программист-переводчик И.В. Скорюпина. IT-инженер Е.Н. Николаев.

Подписано в печать 14.03.24. Формат 60×90/8  
Печать цифровая. Усл. печ. л. 12. Уч.-изд. л. 11. Тираж 146. Индекс 3648. 11 статей. Заказ 14  
Адрес редакции: Россия, 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1  
Отпечатано в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт»

123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1