

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 обращенные к плазме элементы с последующей диффузией в объем материала и захват в растущие перенасыщенные слои в зонах преимущественного осаждения (соосаждение). Рассмотрены особенности накопления изотопов водорода в зависимости от выбора материала облицовки обращенных к плазме элементов, при регулярном нанесении вспомогательных покрытий и использовании элементов стенки на основе жидких металлов.

Ключевые слова: управляемый термоядерный синтез, обращенные 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: 10.21517/0202-3822-2024-47-1-5-14

ВВЕДЕНИЕ

Несмотря на активную фазу проектирования и строительства ряда крупных термоядерных установок, вопрос выбора материала обращенных 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.

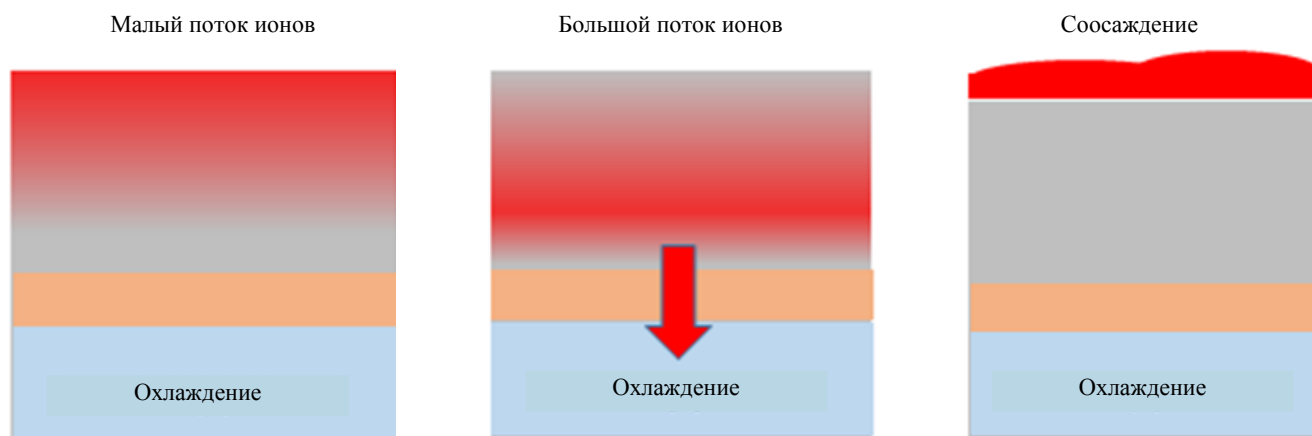


Рис. 1. Иллюстрация особенностей распределения изотопов водорода (красным цветом) в ОПЭ при имплантации ионов и в результате процесса соосаждения

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

$$\frac{D}{M_e} = Cr_d^a E_n^b \exp(\gamma/T) p^\delta + \begin{cases} C_0 r_d^{a_0} E_n^{b_0} \exp(\gamma_0/T) (p - p_0)^{\delta_0}, & p \geq p_0, \\ 0, & p < p_0, \end{cases}$$

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

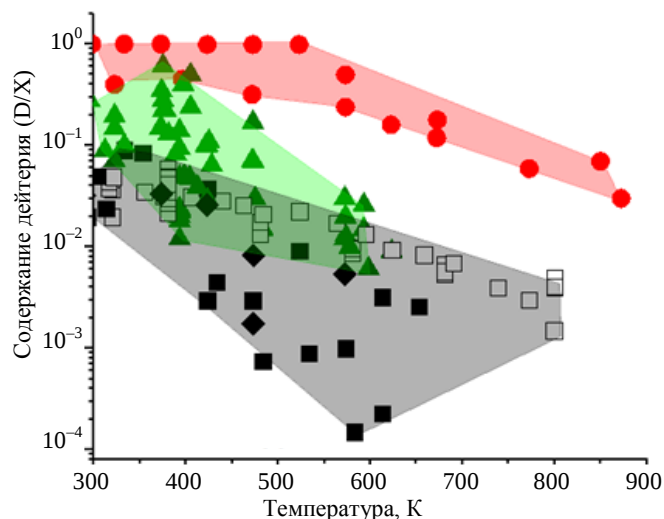


Рис. 2. Зависимость концентрации дейтерия в соосаждённых плёнках от температуры: ● — углеводородные плёнки [15]; ▲ — бериллиевые [16]; □ — данные для плёнок W, полученные in-vacuo [17]; ■ — post-mortem (квадраты [18])

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.

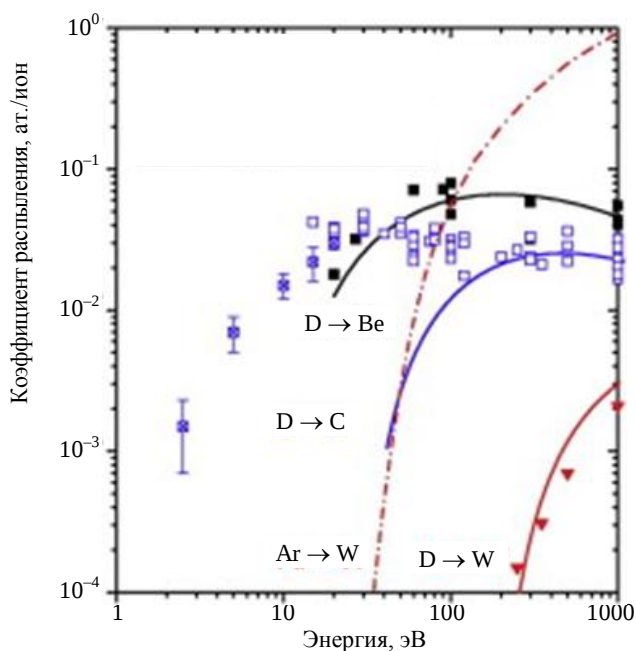


Рис. 3. Сравнение коэффициентов распыления вольфрама, бериллия и графита ионами дейтерия [15]: — — распыление, теория; ■, □, ▼ — эксперимент; ✕ — MD-моделирование; - - - Trim-моделирование

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].

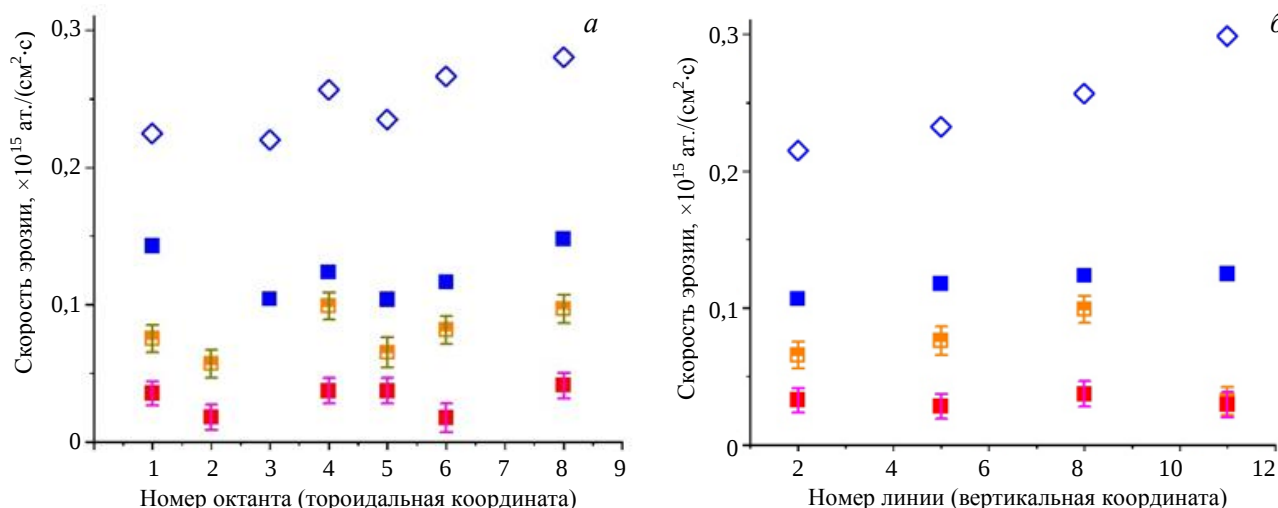


Рис. 4. Сравнение интегральных скоростей эрозии углерода (+), бериллия (■ — для данных кампании 2001—2004 гг. с углеродной стенкой, □ и ■ — для кампаний с ИТЭР-подобной стенкой 2011—2012 и 2013—2014 гг. соответственно [38]; JET-C: ◇ — C, ■ — Be; JET-ILW1: □ — Be; JET-ILW2: ■ — Be

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 инжекции 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 инжекцию 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 инжекция микрочастиц (powder dropper), содержащих бор, литий или другие элементы [55]. Такая технология успешно применялась на токамаках D-III [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 инжекции 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 $\sim 300^\circ\text{C}$ 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].

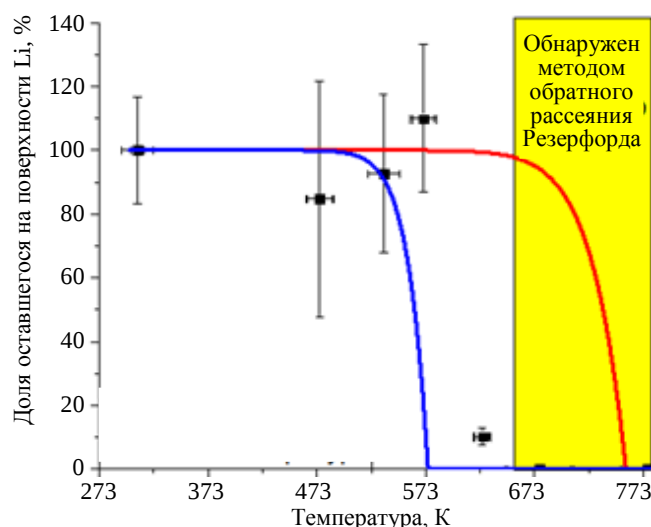


Рис. 5. Экспериментальные (■) и литературные (—, —) данные о скорости сбора лития на молибденовый коллектор при различных температурах коллектора при одинаковых параметрах плазмы: —, — — нижняя и верхняя оценка, учитывая погрешности, приведённые в литературных данных

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 переосаждённых 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 переосаждёнными 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.

REFERENCES

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. **Kompaniets T.N.** On steel chois for DEMO reactor. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2009, issue 3, pp. 16—24 (in Russian).
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, pp. 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, pp. 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, pp. 1—9.
16. **Causey R.A., Walsh D.S.** Codeposition of deuterium with beryllium. — *J. Nucl. Mater.*, 1998, vol. 254, № 1, pp. 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, pp. 25—30.
20. **Krat S. et al.** Tungsten-deuterium co-deposition: experiment and analytical description. — *Vacuum*, 2018, vol. 149, pp. 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, pp. 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, pp. 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, pp. 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. **Klimov N.S., Podkovyrov V.L., Zhitlukhin A.M., Safronov V.M., Kovalenko D.V., Moskacheva A.A., Poznyak I.M.** Tungsten splashing under intense plasma flow. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2009, issue 2, pp. 52—61 (in Russian).
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, pp. 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, pp. 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, pp. 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, pp. 822—826.
34. **Andrew P. et al.** Tritium retention and clean-up in JET. — *Fusion Eng. Des.*, 1999, vol. 47, № 2—3, pp. 233—245.
35. **Skinner C.** Plasma wall interaction and tritium retention in TFTR. — *J. Nucl. Mater.*, 1997, vol. 241—243, № 1, pp. 214—226.
36. **Loarer T.** Fuel retention in tokamaks. — *J. Nucl. Mater.*, 2009, vol. 390—391, pp. 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, pp. 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, pp. 594—619.
42. **Bachmann C. et al.** Issues and strategies for DEMO in-vessel component integration. — *Fusion Eng. Des.*, 2016, vol. 112, pp. 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, pp. 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. **Sharapov V.M.** Discharge chamber plasma-chemical conditioning in magnetic confinement fusion devices (Review). — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2020, vol. 43, issue 2, pp. 5—12 (in Russian).
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, pp. 384—389.
52. **Annen A. et al.** Stability of plasma-deposited amorphous hydrogenated boron films. — Thin Solid Films, 1997, vol. 300, № 1—2, pp. 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. **Begrambekov L.B., Buzhinskij O.I.** Boron carbide properties and application as armour on tokamak first wall. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2006, issue 4, pp. 14—20 (in Russian).
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, pp. 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, pp. 1001—1008.

AUTHORS

Gasparyn Yu.M. National Research Nuclear University MEPhI, Kashirskoye shosse 31, 115409 Moscow, Russia; YMGasparyan@mephi.ru

Krat S.A. National Research Nuclear University MEPhI, Kashirskoye shosse 31, 115409 Moscow, Russia; stepan.krat@gmail.com

Received 8 January 2024

Revised 15 January 2024

Accepted 17 January 2024

Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2024, vol. 47, issue 1, pp. 5—14