

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБЛАСТИ УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

Батырбеков Э. Г., Тажибаева И.Л., Бакланов В.В, Гордиенко Ю.Н., Зарва Д.Б.,
Коянбаев Е.Т., Кульсартов Т. В., Миниязов А.Ж., Понкратов Ю. В., Чектыбаев Б.Ж.,
(Национальный ядерный центр Республики Казахстан, г. Курчатов)

Введение

Создание безопасного термоядерного реактора требует разработки специальных конструкционных материалов для первой стенки и blankets. Внутренние компоненты термоядерного реактора будут испытывать различные тепловые нагрузки, связанные с температурными градиентами и дозой облучения энергетическим спектром нейтронов термоядерной реакции. Параметры тепловой нагрузки будут определять выбор материалов систем термоядерного реактора. Blanket отвечает за производство трития, отвод тепла высокотемпературным теплоносителем и защиту магнитов и вакуумной камеры (ВК) от нагрева и радиационного повреждения. *Основными требованиями к материалам термоядерных реакторов являются [1]:*

- Материалы первой стенки и blankets должны работать в течение нескольких десятков лет в условиях высокой температуры и нейтронного облучения
- Сплавы и композитные материалы не должны содержать элементов, которые под действием нейтронов превращаются в долгоживущие радиоактивные изотопы.
- Материалы должны быть химически совместимы с теплоносителем и материалами, воспроизводящими тритий, такими как литий.

В настоящее время не существует источника нейтронов с достаточно высоким потоком для имитации условий облучения, которые соответствовали бы условиям на первой стенке термоядерного реактора и в области дивертора. Для учета фактических условий облучения, связанных с термоядерным синтезом, используется компьютерное моделирование радиационных повреждений и сопутствующих эффектов изменения структуры конструкционных материалов. Широко используются также реакторы деления и плазменно-пучковые установки для проведения имитационных экспериментов. Такие экспериментальные исследования очень хорошо развиты в Национальном ядерном центре РК. Накоплена очень большая база экспериментальных данных по исследованию взаимодействия изотопов водорода и гелия с конструкционными и функциональными материалами реакторов термоядерного синтеза [2-5]. Именно поэтому в Казахстане был создан совместно с российскими специалистами экспериментальный комплекс на базе материаловедческого токамака КТМ- специализированного токамака, предназначенного для испытаний и прогнозирования поведения материалов и конструкций будущих реакторов термоядерного синтеза. Основные особенности данного токамака – это аспектное отношение, равное 2, что позволяет проводить исследования в пограничной области между сферическими и классическими токамаками; наличие транспортно-шлюзового и подвижного диверторного устройства, позволяющих производить замену образцов диверторных пластин без разгерметизации вакуумной камеры, что во много раз увеличивает скорость и объем измерения научной и технической информации /6-8/.

Исследования в области управляемого термоядерного синтеза (УТС) в Республике Казахстан в настоящий момент проводятся в рамках межправительственного соглашения АТОМ-СНГ по совместному использованию токамака КТМ и совместной программе КТМ НИР стран-участниц СНГ, соглашения между РК и Евратом в области УТС; в рамках международных контрактов (Организация ИТЭР и МАГАТЭ), по бюджетной программе Министерства энергетики и грантовому финансированию

Министерства образования и науки РК. В рамках указанных выше международных программ с использованием реакторной базы (реакторы ИВГ.1М, ИГР и ВВР-К) проведены исследования физико-механических свойств различных материалов после и в процессе облучения: графиты, включая GR-479 (Германия), который используется в качестве внутренней облицовки вакуумной камеры токамака КТМ; вольфрама различных марок, изготовленный в Германии (проект CRP МАГАТЭ); литийсодержащие материалы, рассматриваемые в качестве кандидатных конструкционных и функциональных материалов термоядерных реакторов. Основными направлениями работ в настоящее время являются:

- Исследования в области физики плазмы на токамаке КТМ, совершенствование методов диагностики плазмы и системы управления сбором и обработкой экспериментальных данных
- Имитационное исследование взаимодействия плазмы со стенкой с использованием плазменно-пучковой установки (ППУ).
- Изучение свойств литийсодержащих материалов для blankets термоядерного реактора и продвижение литиевых технологий для защиты материалов, контактирующих с плазмой.
- Исследования в поддержку проекта ИТЭР.

1. Исследования на токамаке КТМ

Основными задачами исследований на токамаке КТМ являются: проведение исследований взаимодействия материалов с высокотемпературной плазмой и испытания материалов ответственных узлов будущих термоядерных реакторов. Реализация этих задач будет возможна при достижении расчетных параметров разряда с использованием дополнительного ВЧ-нагрева плазмы. Расчетными параметрами являются: ток плазмы 750 кА, величина тороидального магнитного поля 1 Тс, длительность разряда порядка 5 с, диверторная конфигурация плазмы. Внешний вид токамака КТМ представлен на рис.1.



Рис.1. Внешний вид токамака КТМ

Работы на токамаке КТМ проводятся в соответствии с межправительственным Соглашением о совместном использовании токамака КТМ в рамках Комиссии АТОМ-СНГ, подписанным шестью странами: Казахстан, Россия, Беларусь, Армения, Киргизия и Таджикистан. Реально участвуют в программе НИР КТМ пока только Казахстан, Беларусь и Россия. Как указано в Соглашении, финансирование работ для токамака КТМ

осуществляет каждая страна-участница самостоятельно. В Казахстане исследования проводятся по бюджетной программе НТП КТМ на 2021-2023 гг. «Научно-техническое обеспечение экспериментальных исследований на казахстанском материаловедческом токамаке КТМ» в рамках Целевой программы «Развитие атомных и энергетических проектов», мероприятие «Прикладные научные исследования технологического характера в сфере атомной энергетики».

Основные направления работ Национального ядерного центра РК на экспериментальном комплексе КТМ следующие: исследование плазменного разряда токамака КТМ; испытания системы изменения плотности плазмы на основе газодинамического источника молекулярного пучка; отработка режимов управления вертикальным положением плазмы токамака КТМ; отработка методики дополнительного ВЧ-нагрева плазмы; отработка режимов работы системы напуска особо чистых газов в вакуумную камеру токамака КТМ; отработка режимов кондиционирования вакуумной камеры токамака КТМ; исследование радиационных полей токамака КТМ, создание системы импульсного радиационного контроля (ИРК).

В декабре 2019 года был завершен физический пуск токамака КТМ и ввод его в эксплуатацию, что явилось одним из самых важных событий последних лет для научного термоядерного сообщества СНГ. Физический пуск токамака КТМ осуществлен совместными усилиями специалистов Казахстана (НЯЦ РК, ИАЭ НЯЦ РК) и России (НИЦ «Курчатовский институт» и НИИЭФА им. Ефремова). В соответствии с разработанным сценарием получены следующие параметры плазменного разряда: ток плазмы 100 кА, величина тороидального магнитного поля 0,9 Тс, длительность разряда порядка 70 мс, круглое сечение плазменного шнура. В ходе реализации научно-технических программ на комплексе КТМ проведены работы по совершенствованию основных технологических систем установки КТМ: системы автоматизации экспериментов (управление плазмой, управление источниками импульсного электропитания и пр.), системы физических диагностик плазмы, оптимизированы процессы подготовки вакуумной камеры.

Расчёт сценария производился с использованием плазмозфизического кода DINA, разработанный НИЦ Курчатовский институт. В первую очередь расчёты были направлены на возможность увеличения тока и увеличения длительности плазменного разряда при неизменной начальной стадии, рассчитанной с использованием кода TRANSMAX (разработчик НИИЭФА), с напряжением в момент пробоя 6 В. Этот сценарий пробоя зарекомендовал себя стабильностью получения плазмы в установке КТМ. В рамках подготовки к экспериментам по получению и исследованию плазменного разряда на токамаке КТМ были проведены соответствующие расчеты сценариев плазменного разряда. Расчеты были проведены с использованием эволюционного кода TOKSCEN (разработчик ИАЭ НЯЦ РК). В результате проведенных расчетов были подготовлены несколько вариантов сценариев плазменного разряда с амплитудой тока плазмы от 400 до 500 кА и длительностью тразряда ≥ 500 мс. Для измерения параметров плазменного разряда использовался следующий набор диагностик: электромагнитные датчики, обзорный спектрометр, $\text{H}\alpha$ - $\text{D}\alpha$ $\text{H}\alpha$ - $\text{D}\alpha$, система скоростного видеонаблюдения (на основе видеокамеры Phantom Miro C320), AXUV монитор, СВЧ интерферометр, монитор жесткого рентгена HXR (сцинтиллятор NaI) [9]. На рисунке 2 приведены изображения эволюции расчетной конфигурации сечения плазменного шнура для разряда с током плазмы на плато 400 кА.

Эксперименты проводились в режиме омического нагрева с плазмой вытянутого сечения, в соответствии с расчетными сценариями. В качестве рабочего газа использовался водород. Практически все пуски осуществлялись при постоянном статическом напуске газа с потоком, обеспечивающим начальное давление рабочего газа

в ВК на уровне $4 \cdot 10^{-5}$ торр. В ходе проведения экспериментов была отработана и внедрена система управления плазмой по положению и току.

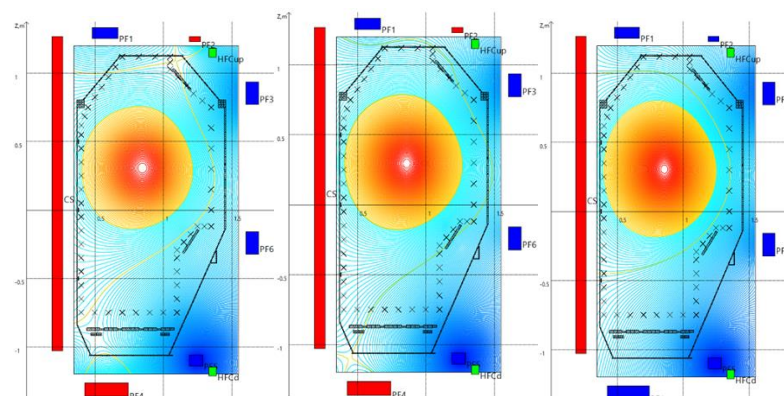


Рис. 2. Эволюция конфигурации плазменного шнура на стадии роста тока плазмы и вывода на плато $I_p=400$ кА

В настоящий момент на токамаке КТМ получены следующие результаты: плазменные разряды с током плазмы $I_p \approx 500$ кА и длительностью разряда до 1 с; вытянутая по вертикали конфигурация плазменного шнура с $k \leq 1,25$. На рисунке 3 приведены характерные кривые тока плазмы, достигнутые в кампаниях 2022 года.

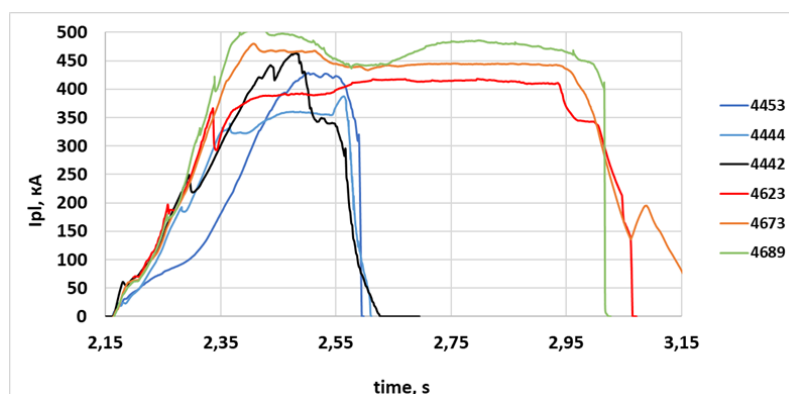


Рис. 3. Кривые тока плазмы, полученные на токамаке КТМ в 2022 году

На рисунке 4 приведены видеок cadры изображения плазменного шнура, и восстановленная форма поперечного сечения в один и тот же момент времени на плато тока [10]. Все разряды были получены при относительно невысокой средней электронной плотности плазмы, в большинстве случаев не превышающей значение $1 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3}$. Как показал анализ результатов экспериментов, вытянутость плазмы не превышала естественную, равную для КТМ $k_{95} \approx 1,25$.

Кроме исследований по физике плазмы на токамаке КТМ продолжаются работы по системе изменения плотности плазмы на основе газодинамического источника (ГДИ) молекулярного пучка. Основными элементами ГДИ являются малогабаритный быстродействующий электромагнитный клапан, предназначенный для импульсной подачи газа в сопло, и, примыкающее к нему, сверхзвуковое газодинамическое сопло, которые устанавливаются на шток механизма перемещения. ГДИ предназначено для подпитки и гашения плазмы в токамаке. В настоящий момент ГДИ изготовлен, установлен на токамаке КТМ, выбраны оптимальные режимы работы.

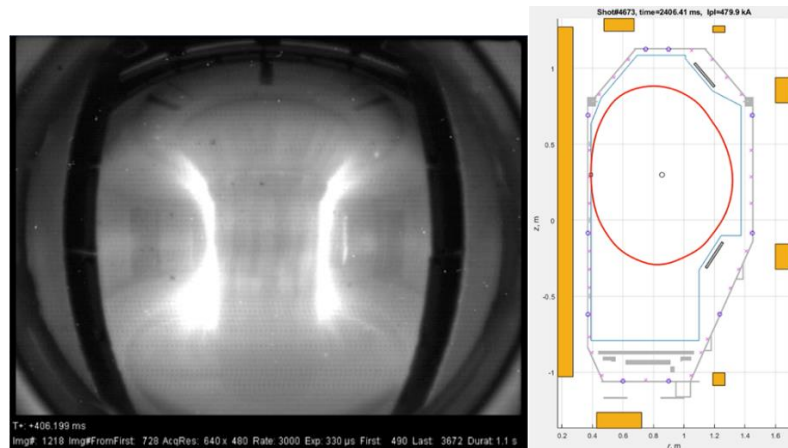


Рис. 4. Свечение (а) и восстановленная форма плазмы (б) в разряде №4673

Проводятся работы по наладке системы дополнительного ВЧ-нагрева плазмы. Вводимая в плазму дополнительная мощность равна 5 МВт, общая мощность – 8 МВт. Состав системы: 4 ВЧ-генератора, 4 фидера и 4 антенны. На сегодняшний момент задачей является отработка режимов испытаний ВЧ-генератора в режиме «холостого хода» совместно с ВЧ-генератором, фидером и антенным модулем. Продолжается работа по отладке системы напуска особо чистых газов в вакуумную камеру КТМ; системы импульсного контроля радиационных полей КТМ.

В настоящий момент рабочей группой Комиссии АТОМ-СНГ разработана программа совместных работ на экспериментальном комплексе КТМ на 2024-2026 гг., которая должна быть согласована странами-участниками проекта и утверждена на заседании Экономического совета стран СНГ. Следующие кампании на КТМ будут направлены на проведение экспериментов по получению плазменных разрядов с увеличенной плотностью плазмы с последующим увеличением длительности разряда и тока, а также предполагает переход от лимитерной к диверторной конфигурации плазмы.

2. Имитационное исследование взаимодействия плазмы со стенкой с использованием плазменно-пучковой установки (ППУ)

Вольфрам, выбранный в качестве плазмообращенного материала дивертора установок термоядерного синтеза, будет подвергаться интенсивному плазменно-тепловому воздействию, в частности, облучению ионами гелия и изотопами водорода (дейтерий, тритий). Карбидизированный слой на поверхности вольфрама может действовать как диффузионный барьер и играть важную роль в изменениях морфологии поверхности вольфрама, а также в захвате, удержании и диффузии ионов гелия и изотопов водорода [11-12].

На имитационном стенде с плазменно-пучковой установкой (ППУ) проведены экспериментальные исследования характера воздействия мощной тепловой нагрузки при облучении гелиевой плазмой на углеродное покрытие, которое рассматривается в качестве возможного варианта защиты поверхности вольфрама, как кандидатного материала термоядерного реактора, обращенного к плазме. В соответствии с ранее разработанным способом [13] были получены карбидные поверхностные слои в виде карбида вольфрама WC и полукарбида вольфрама W₂C. По результатам моделирования рассчитаны значения температуры при плазменном облучении для имитации тепловой нагрузки, соответствующие тепловым потокам в ИТЭР, которые составили 905 °C (соответствует ~10 МВт/м² стационарно) и 1750 °C (соответствует ~20 МВт/м² импульсно). Давление в камере составило в диапазоне от $1,03 \cdot 10^{-3}$ Торр до $1,2 \cdot 10^{-3}$ Торр. Поток ионов гелия составил порядка $\geq 10^{22} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$.

Методами электронной микроскопии проведен анализ структурно-фазового состояния поверхностного слоя вольфрама. Показано, что в результате взаимодействия гелиевой плазмы с карбидизированной поверхностью вольфрама произошла эрозия поверхности. На образцах, облученных при температуре 905 °С, замечено распыление различной степени зерен вольфрама, что связано с кристаллографической ориентацией зерен. Наблюдается образование пор на поверхности. При повышении температуры облучения до 1750 °С начинается формирование вольфрамового пуха. Фотографии микроструктуры поверхности образцов вольфрама с карбидными слоями на основе WC и W₂C фазы после облучения гелиевой плазмой, полученные методом сканирующей электронной микроскопии (СЭМ) приведены на рис.5 и 6.

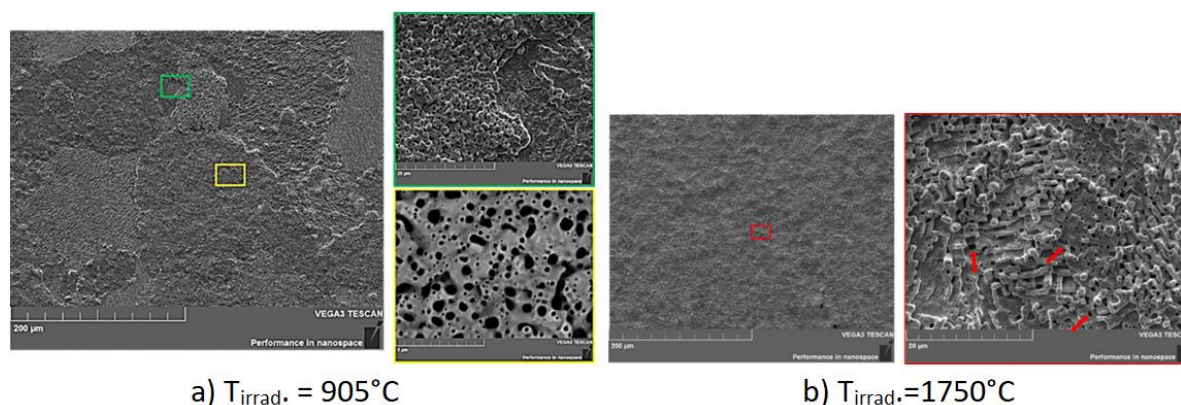


Рис. 5. Микроструктура поверхности образцов вольфрама с карбидизированной поверхностью на основе WC фазы после облучения гелиевой плазмой. (Метод СЭМ).

Облучение поверхности вольфрама с энергией ионов 2 кэВ приводит к сильному повреждению поверхности вольфрама и распылению. Подобный характер эволюции морфологии поверхности вследствие облучения чистыми ионами He⁺ при повышенных температурах была ожидаемой. Наличие карбидного слоя при взаимодействии гелиевой плазмы с вольфрамом приводит к сравнительно быстрому распылению углерода.

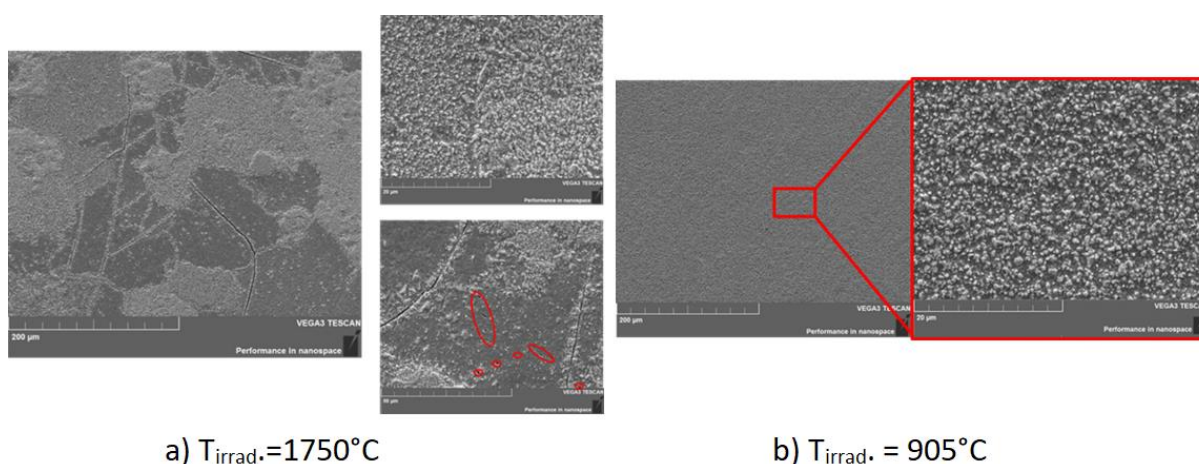


Рис. 6. Микроструктура поверхности образцов вольфрама с карбидизированной поверхностью на основе W₂C фазы после облучения гелиевой плазмой

Согласно результатам микроструктурного анализа можно предположить, что карбидное покрытие на основе WC отрицательно влияет на свойства поверхности вольфрама, ускоряя образование коралловой структуры при низких температурах облучения гелиевой плазмой и приводит к быстрой эрозии основной вольфрамовой матрицы. Выявлено, что слой из карбида вольфрама на основе WC, согласно полученным результатам, имеет более слабое сопротивление гелиевому повреждению,

чем чистый вольфрам. Увеличение температуры облучения приводит к более обширному повреждению поверхности с образованием плавленных и рекристаллизованных выступов. Слой из карбида вольфрама на основе W_2C имеет более высокое сопротивление гелиевому воздействию, которое сохраняется даже с увеличением температуры воздействия.

3. Изучение свойств литийсодержащих материалов для blankets термоядерного реактора и продвижение литиевых технологий для защиты материалов, контактирующих с плазмой

В качестве примера приведем исследования по литийсодержащим соединениям, которые могут быть использованы в качестве материала blankets-размножителя трития, так и в качестве материала, взаимодействующего с плазмой. В первом случае имеется в виду применение литиевой керамики и эвтектических литиевых сплавов [14-16].

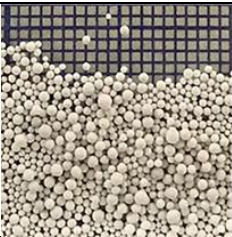
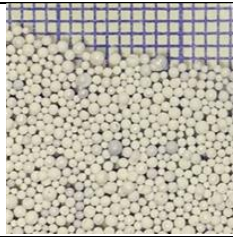
Наиболее важными свойствами литийсодержащей керамики являются ее отличные показатели выделения трития, а также хорошие теплофизические и термомеханические характеристики при реакторном облучении. Присущие ей термическая стабильность и химическая инертность являются значительными преимуществами с точки зрения безопасности. Метатитанат лития (Li_2TiO_3) и ортосиликат лития (Li_4SiO_4) зарекомендовали себя как лучшие керамические материалы, и рассматриваются как основные кандидаты blankets ITER с твердым бридером. Данные соединения проявляют низкую активацию по сравнению с Li_2ZrO_3 и $LiAlO_2$, сохраняя при этом свои термохимические свойства. Генерация трития в Li_4SiO_4 выше, чем в Li_2TiO_3 , из-за более высокой плотности атомов лития, но данные по высвобождению трития для Li_4SiO_4 в литературе имеют довольно широкий разброс. Концепция двухфазной смеси Li_2TiO_3 и Li_4SiO_4 была предложена несколько лет назад с целью реализовать выгодную взаимодополняемость таких материалов [17]. Исследования по облучению на реакторе ВВР-К образцов литиевых керамик Li_2TiO_3 - Li_4SiO_4 с различным соотношением фаз и с различными размерами пеллет, которые были изготовлены в KIT (Karlsruhe Institute of Technology, г. Карлсруэ, Германия), проведены совместно Национальным ядерным центром и Институтом Ядерной физики РК в коллаборации с KIT и Латвийским Университетом [18-19]. Использовались образцы литиевой керамики с естественным обогащением по литий-7. Как известно, гелий и тритий нарабатываются в керамике в результате взаимодействия атома лития-6 с нейтроном. Характеристики образцов в облучательных кампаниях приведены в табл. 1.

Получены следующие основные результаты:

- Выделение трития происходит в основном в виде молекул HT и T_2 (и определяется суммой $HT+2T_2$), причем общее количество выделяющегося трития достигает стационарной величины и после ~ 1 суток облучения практически не меняется
- Выделение гелия происходит в виде пиков, общее количество выделенного гелия растет со временем облучения
- Приведены расчетные значения скорости наработки трития в образцах керамики и их сравнение с выделяющимися потоками трития в эксперименте.

Таблица 1

Характеристики образцов двухфазной керамики на основе лития

	1 кампания	2 кампания
Образцы	ортосиликат лития с 25 мол.% метатитаната лития (25 LMT)	ортосиликат лития с 35 мол.% метатитаната лития (35 LMT)
Диаметр пэбблов, мкм	250-1250	250-1250
Время облучения, дней	5	22
Вес, г	5,0266	5,0116
Внешний вид		
Облучательная капсула		

На рисунке 7 приведена зависимость выделения трития из двухфазной керамики от мощности реактора. Проведенное комплексное моделирование позволило хорошо описать экспериментальные зависимости выделения трития при изменении мощности реактора и температуры образцов, а также получить параметры диффузии трития в керамике.

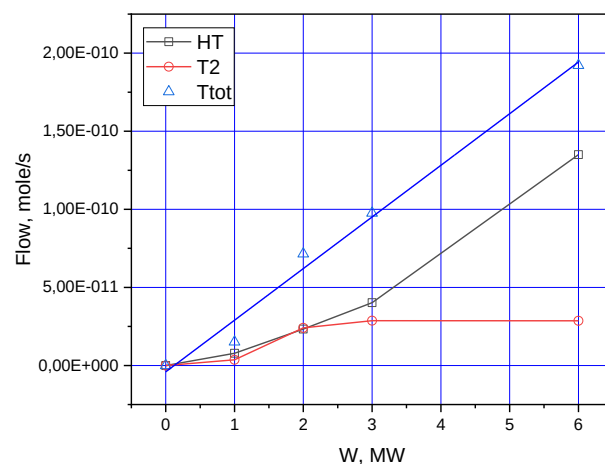


Рис. 7. Зависимость выделения трития из двухфазной керамики Li_2TiO_3 и Li_4SiO_4 от мощности реактора

По результатам экспериментов получены Аррениусовские зависимости для коэффициента диффузии трития в литиевой керамике различного состава (табл. 2).

Таким образом, проведенное исследование убедительным образом показало, что новая двухфазная керамика с различным содержанием LMT обладает очень высокими параметрами по высвобождению нарабатываемого трития в исследуемом температурном интервале 600–800 °С.

**Аррениусовские зависимости для коэффициента диффузии трития
в литиевой керамике различного состава**

Тип керамики	Значение предэкспоненты, D_0 , м ² /с	Энергия активации диффузии, E_d , кДж/моль
25 LMT	(5,5±1,5)	(25±3)
35 LMT	(2,5±0,6)	(23±3)

В качестве материала, контактирующего с плазмой, последнее время рассматриваются литиевые капиллярно-пористые структуры. Идея использования жидкого лития в токамаках получила развитие на основе использования сил поверхностного натяжения в капиллярных каналах, так называемых капиллярно-пористых систем (КПС) [20]. Этот композитный материал с жидкой и твердой составляющими может рассматриваться как новый класс материалов для токамаков, что позволит реализовать все преимущества жидких металлов и преодолеть инженерные проблемы при их использовании. При использовании литиевых КПС в качестве обращенного к плазме материала (ОПМ) в элементах конструкции ТЯР (дивертор, лимитер, первая стенка), подвергающихся высоким тепловым нагрузкам, особое место занимают процессы испарения и конденсации лития. Контроль над содержанием примесей в литии, и особенно радиоактивного трития, имеет ключевое значение для его использования в установках термоядерного синтеза. В качестве одного из способов снижения скорости испарения лития рассматривается вариант заполнения матрицы КПС сплавом лития с оловом, имеющего более низкий уровень давления насыщенных паров в вакууме по сравнению с литием. Одним из существенных преимуществ сплава 75 ат% Sn – 25 ат% Li является его низкая реактивность с водой (низкое тепловыделение и выделение водорода) по сравнению с чистым литием. С другой стороны, использование сплавов олова, которое обладает высоким по сравнению с литием значением зарядового числа Z , вызывает озабоченность с точки зрения возможного загрязнения плазмы. Исследования показали, что сплав Sn-Li не будет совместим с большинством конструкционных материалов, кроме Mo и W [21-22]. С целью определения основных параметров взаимодействия оловянно-литиевого сплава с изотопами водорода в условиях высоких тепловых нагрузок была разработана методика [23] и проведена серия сорбционно-десорбционных экспериментов. В результате проведенных работ на плазменно-пучковой установке (ППУ) были получены экспериментальные данные о взаимодействии образцов оловянно-литиевых КПС с водородной и дейтериевой плазмой, а также данные при воздействии на оловянно-литиевую КПС высокоэнергичного электронного пучка (радиационное воздействие). Результаты экспериментов по облучению образцов оловянно-литиевой КПС водородной и дейтериевой плазмой приведены на рис. 8.

Значения предэкспоненты и энергии активации процесса сорбции-десорбции для сплава Sn75-Li25 в матрице КПС составляют $K_0 = 2 \cdot 10^{-8}$ м²/с и $E_a = 110$ кДж/моль, а для чистого лития $K_0 = 5 \cdot 10^{-5}$ м²/с и $E_a = 23$ кДж/моль соответственно. Это является положительным качеством для использования оловянно-литиевых сплавов в ТЯР.

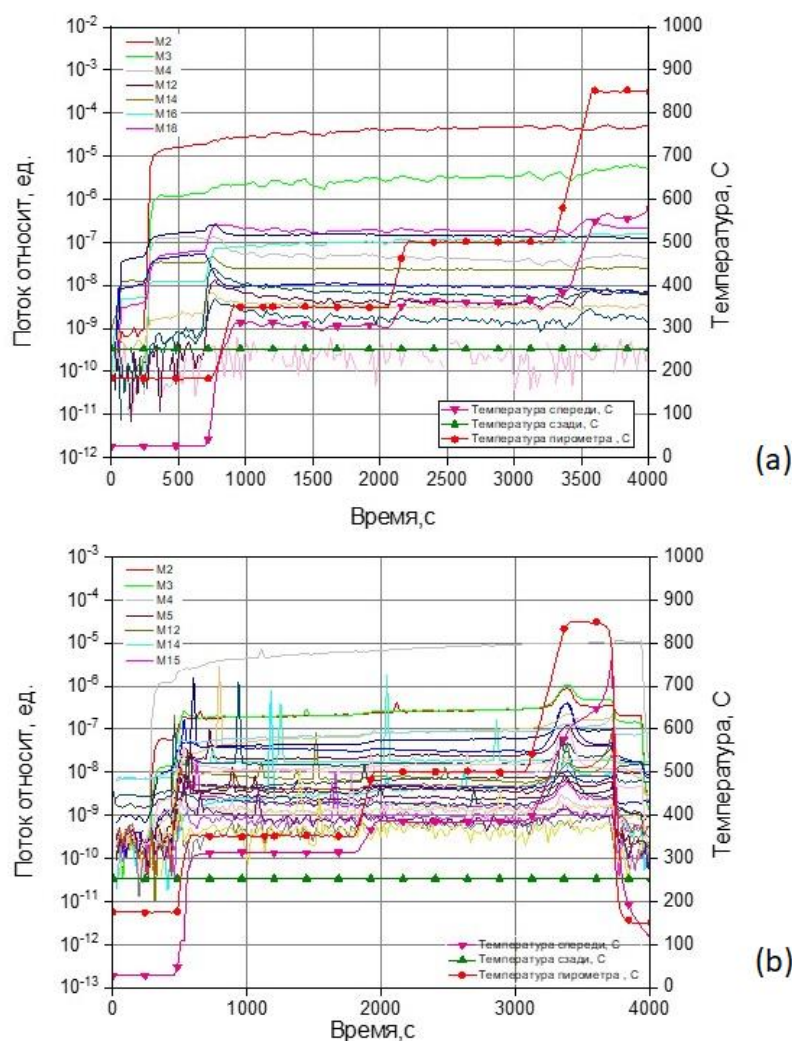


Рис.8. Временная зависимость состава газовой фазы в камере ППУ при облучении КПС водородной (а) и дейтериевой плазмой (b)

4. Исследования в поддержку проекта ИТЭР

В соответствии с Исполнительным соглашением между НЯЦ РК и Организацией ИТЭР проведены исследования остаточной активности образцов бетона методом гамма-спектрометрии после нейтронного облучения [24]. Правильная оценка активации бетона является одним из ключевых моментов для точного определения диаграмм мощности дозы облучения после останова и вывода с эксплуатации реактора ИТЭР. Концентрации основных и примесных элементов определяли для образцов, приготовленных из «нормального» (27 элементов) и «тяжелого» (24 элемента) бетонных стержней после облучения в реакторе ИВГ 1М при флюенсе по тепловым нейтронам $5,3 \times 10^{16}$ н/см², выдержанных от одного дня до одного месяца (рис. 9). Образцы бетона «тяжелые» показали более сильные магнитные свойства. Это указывало на то, что «тяжелый» бетон содержит высокую концентрацию железа. Предварительный экспресс-рентгенофлуоресцентный анализ подтвердил наличие железа на уровне 30-50 % по массе (FeO-Fe₂O₃ (магнетит). В результате работы в бетоне различных марок, «нормальной» и «тяжелой», определено содержание элементов (Cs, Eu, Sm, Tb, Ta), которые могут внести основной вклад в радиационную обстановку в помещениях при эксплуатации и при выводе из эксплуатации реактора ИТЭР.

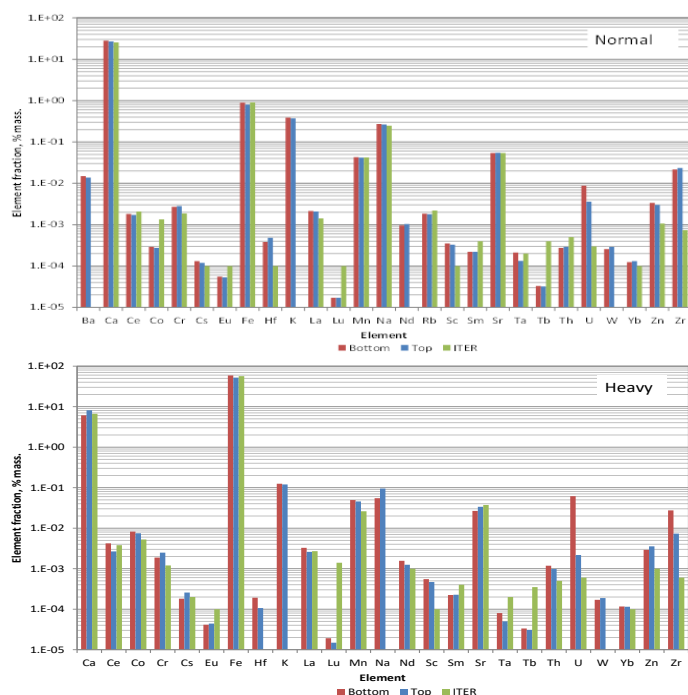


Рис. 9. Состав элементов в «обычном» (рисунок сверху) и «тяжелом» (внизу) образцах бетона, мас. %

На реакторах ИВГ-1М и ВВР-К проведены реакторные испытания оптоволоконных температурных датчиков на основе волоконной брэгговской решетки и оптоволокон с различными покрытиями (полиимидным, акриловым, медным, алюминиевым) производства FORC-Photonics (РФ) [25-26]. Сравнительные исследования радиационной стойкости оптических волокон (ОВ) и датчиков на их основе на волоконных брэгговских решетках (ВБР) позволили выбрать оптимальный материал для использования в реакторе ИТЭР. Реакторные эксперименты включали: измерения радиационно-индуцированных ослаблений в оптических волокнах, регистрацию временной зависимости изменения спектра проходящего света от выбранного источника, измерения сдвига резонансной длины волны и ее амплитуды в зависимости от температуры. Зависимость изменения радиационных ослаблений для различных волокон от времени облучения представлена на рис. 10.

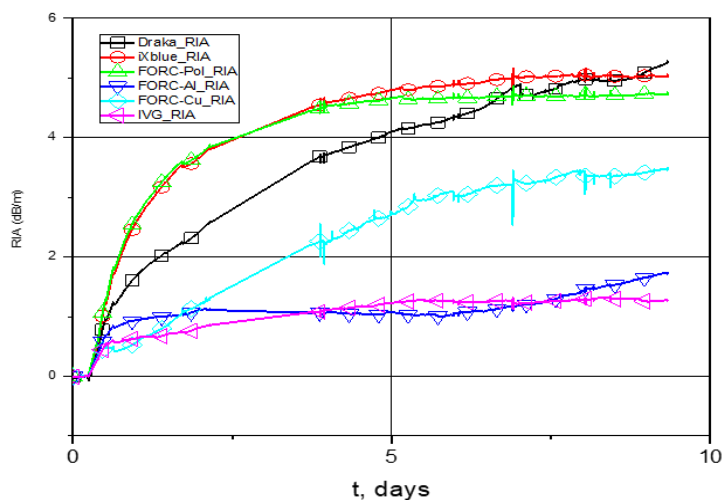


Рис.10. Зависимость изменения радиационных ослаблений для различных волокон от времени облучения

Суммарный накопленный флюенс быстрых нейтронов за время эксперимента составил $1,76 \times 10^{24} \text{ м}^{-2}$, температура образцов составляла 185-206°C. По результатам испытаний оценено влияние облучения реактора на параметры оптических волокон и волоконно-оптических датчиков температуры, что позволит выбрать оптимальный материал для использования в реакторе ИТЭР. Важным результатом исследования стало выявление необратимого разрушения полиимидных и акрилатных покрытий в процессе облучения реактора из-за комбинированного воздействия высокого флюенса нейтронов, вакуума и повышенной температуры облучения. В настоящий момент проводятся работы по оценке изменений в микроструктуре и механических свойствах различных типов оптоволокна и оптоволоконных датчиков после облучения в реакторах в различных реакторах.

Список литературы

1. Г. Ван Оост, А. В. Дедов, В. П. Будаев «Материалы Обращенных к плазме компонентов термоядерных реакторов-токамаков: Требования, термостабилизация, испытания (Обзор)», Теплоэнергетика, 2021, № 3, стр. 18–35.
2. I.Tazhibayeva, et al. “Material Science Activities for Fusion Reactors in Kazakhstan”, J. Nuclear Materials, 2009, p. v.386-388, p.15-18.
3. Миграция трития в конструкционных и функциональных материалах ТЯР. Обзор и анализ результатов/ И.Л.Тажибаева, Е.А. Кенжин, Т.В. Кульсартов, И.Н. Бекман//Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными материалами IHISM'11 JUNIOR: сборник докладов Седьмой международной школы молодых ученых и специалистов - Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ». – 2012. – С.194-217.
4. Tazhibayeva I., et al "Tritium migration in the materials proposed for fusion reactors: Li₂TiO₃ and beryllium", Journal of Nuclear Materials, Vol. 442, Issues 1–3, Supplement 1, November 2013, Pages S740–S745
5. Irina Tazhibayeva, et al. Results of reactor irradiation of liquid lithium saturated with deuterium. – Fusion Engineering and Design, Volume 117, April 2017, Pages 194-198.
6. Э.А. Азизов, Е.П. Велихов, И.Л. Тажибаева, В.С. Школьник и др. «Казахстанский материаловедческий токамак КТМ и вопросы управляемого термоядерного синтеза», изд-во Glory K, Алматы, 2006, 284 стр.
7. Э.А. Азизов, В.А. и др. Казахстанский токамак материаловедческий (КТМ), ВАНТ, серия Электрофизическая аппаратура, вып. 3(29), 2005, 13- 18.
8. V. Pavlov, et al. “КТМ tokamak operation scenarios software infrastructure”, -Nuclear Engineering and Technology Vol.46 No.5 October 2014, p. 667-674.
9. B.Chektybayev, et al. Study of breakdown and plasma formation in the КТМ tokamak with the massive conductive vacuum chamber. ISSN 1063-7788, Physics of Atomic Nuclei, 2020, Vol. 83, No. 7, pp. 1116–1123. © Pleiades Publishing, Ltd., 2020.
10. Кирнева Н.А. и др. Сравнение рабочих параметров токамака КТМ с операционными пределами установки, ВАНТ, 2022, сер. Термоядерный синтез, т.45, вып.2, стр. 50-54.
11. Navarro M. [et al.] High-quality graphene as a coating for polycrystalline tungsten in low-energy helium and deuterium plasma exposures // Journal of Nuclear Materials. – Vol. 552. – 2021. – No 152979.
12. Жанболатова Ғ.Қ., и др. Исследование карбидизации поверхности вольфрама при плазменном облучении. – Вестник НЯЦ РК. – 2021. – №3.– С. 37-43 <https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-3-37-43>.
13. Patent RK na izobretenie №34269. Sposob polucheniya karbidov volframa v plazmennopuchkovom razryade / Skakov M.K., Sokolov I.A., Batyrbekov E.G., Tulenbergenov T.R., Miniyazov A.Zh. – opub. 09.04.2020.

14. I.Tazhibayeva, et al. "Tritium generation and migration in Li based materials for a fusion solid blanket", IAEA TECDOC № 1724 "Applications of research reactors towards research on materials for nuclear fusion technology", IAEA, 2013, p.97-108.
15. А. Заурбекова. А.А. и др. «ИССЛЕДОВАНИЕ НАРАБОТКИ ТРИТИЯ И ГЕЛИЯ В ЛИТИЙСОДЕРЖАЩИХ МАТЕРИАЛАХ И ИХ ВЫДЕЛЕНИЯ», ВАНТ, сер. Термоядерный синтез, 2018, т.41, вып.4, стр.14-25.
16. Tazhibayeva I.L., et al.. Reactor studies of tritium release from lead-lithium eutectic Li15.7Pb with deuterium over the sample // Nuclear Materials and Energy. – 2020. – Vol. 25, 100868.
17. R. Knitter, P. Chaudhuri, Y.J. Feng, T. Hoshino, I.-K. Yu. Recent developments of solid breeder fabrication // Journal of Nuclear Materials. – 2013. – V. 442. – P. 420-424.
18. Timur Kulsartov, et al. Studies of two-phase lithium ceramics $\text{Li}_4\text{SiO}_4\text{-Li}_2\text{TiO}_3$ under conditions of neutron irradiation // Nuclear Materials and Energy Volume 30, 2022, 101129.
19. Timur Kulsartov, et al. Investigation of hydrogen and deuterium impact on the release of tritium from two-phase lithium ceramics under reactor irradiation // Nuclear Materials and Energy, Volume 30, 2022, 101115.
20. И.Е. Люблинский и др. Применение жидкого лития в системах энергетического термоядерного реактора. Ж. Перспективные материалы, 2005, № 6, с. 5-17.
21. Irina Tazhibayeva, et al. Study of liquid tin-lithium alloy interaction with structural materials of fusion reactor at high temperatures // Nuclear Materials and Energy, Volume 30, 2022, 101152.
22. Yu.V. Ponkratov, et al. Investigation of the interaction of liquid tin-lithium alloy with austenitic stainless steel at high temperatures // Fusion Engineering and Design, Volume 191, 2023, 113560.
23. Vadim Bochkov, et al. Development of a methodology for conducting experiments with a sample of tin-lithium eutectic at a plasma-beam installation // Materials Today: Proceedings, 2022, doi: 10.1016/j.matpr.2022.11.431
24. Медетбеков Б.С., Попов Ю.А., Прозорова И.В. Определение примесей в образцах бетона ИТЭР с использованием ИНАА на реакторе ИВГ.1М //Вестник НЯЦ РК, 2020, Вып.4, С. 105–112.
25. P.F. Kashaykin, A.L. et al. Radiation resistance of single-mode optical fibres with view to in-reactor applications // Nuclear Materials and Energy, Volume 27, 2021, 100981.
26. P. F. Kashaykin; et al. Radiation Resistance of Single-Mode Optical Fibers at $\lambda = 1.55 \mu\text{m}$ Under Irradiation at IVG.1M Nuclear Reactor // IEEE Transactions on Nuclear Science, Volume 67, Issue 10, 2020, P. 2162 – 2171.