

ЛИТИЙ В ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ ТЕРМОЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ

И.Е. Люблинский (ФГУП «Красная Звезда»)

Рассмотрены вопросы комплексного применения жидкого лития в основных системах термоядерного реактора (бланкет, дивертор, первая стенка). Анализ данных, полученных при конструкторских работах, экспериментальном и расчетно-теоретическом рассмотрении совместимости лития с материалами термоядерного реактора, устойчивости литиевых систем к воздействию высоких энергетических нагрузок и совместимости лития с плазмой токамака, дает основания рассматривать литий как материал, использование которого позволит решить многие проблемные вопросы создания энергетического термоядерного реактора.

LITHIUM IN POWER FUSION REACTOR. I.E. LYUBLINSKI. The issues of liquid lithium complex application in the fusion reactor main systems (blanket, divertor, first wall) have been considered. Analysis of data obtained in structural research, experimental studies and theoretical design of the compatibility of lithium with fusion reactor materials, resistance of lithium systems to high power loads and compatibility of lithium with tokamak plasma makes possible considering lithium as a material the use of which allows many issues in respect to power fusion reactor development to be solved.

ВВЕДЕНИЕ

Успех в создании энергетического термоядерного реактора и на первом этапе демонстрационного реактора типа ДЕМО во многом определяется оптимальным выбором материалов для его систем, узлов и элементов. Выбор материалов реактора должен обеспечить высокую эффективность преобразования энергии ($\eta \approx 40\%$ нетто) и при выбранных рабочих параметрах совместимость конструкционных материалов с теплоносителем, минимально возможное равновесное содержание трития в системах реактора, длительную работоспособность приемных элементов дивертора и лимитера в условиях воздействия плазмы в различных режимах, коэффициент воспроизводства трития $k_T \geq 1,05$, совместимость материала первой стенки с плазмой токамака, безопасность и ряд других требований.

В качестве одного из материалов, использование которого способно решить многие острые вопросы создания высокоэффективного и ресурсоспособного энергетического термоядерного реактора, рассматривается жидкий литий, несущий функции теплоносителя, тритийвоспроизводящего материала, материала, способного обеспечить необходимые характеристики основной плазмы и защитного материала приемных диверторных устройств и первой стенки.

Применение лития как теплоносителя (по аналогии с эффективным использованием натрия как теплоносителя быстрых реакторов), тритийвоспроизводящего материала, материала первой стенки и контактных элементов термоядерного реактора рассматривалось как наиболее эффективный путь решения материаловедческих и инженерных проблем создания термоядерного реактора [1—7]. Известно также, что на токамаке TFTR в экспериментах с инжекцией лития в плазму («кондиционирование» плазмы) были получены рекордные для этой установки характеристики удержания плазмы и выхода термоядерной энергии [8, 9].

Концепция литиевого реактора, в которой этот жидкий металл совмещает все перечисленные функции в комплексе, была предложена при участии автора настоящей работы в 1996 г. на 16-й конференции МАГАТЭ по термоядерной энергии [10]. Эта концепция в качестве технического решения, обеспечивающего возможность использования жидкого металла как материала, контактирующего с плазмой токамака, основывается на использовании капиллярно-пористых систем (КПС). КПС за счет сил поверхностного натяжения лития обеспечивают стабильность жидкометаллической поверхности и ее самовосстановление в условиях воздействия плазмы и мощных МГД-воздействий. Эта концепция была поддержана циклом расчетно-конструкторских проработок и экспериментальных исследований [11—17].

Сама идея использования жидких металлов как материалов, контактирующих с плазмой токамака, рассматривалась давно. Ее привлекательность была обусловлена соображениями кажущейся простоты теплоотвода от энергонагруженных приемных элементов токамака потоком быстро текущего жидкого металла, самовосстановлением жидкометаллической поверхности, возможностью создания капельных завес, в принципе не чувствительных к воздействию переменных магнитных полей токамака [18—34]. В качестве жидкого металла рассматривались литий и как более простой в части технологии работы с ним — галлий.

Неоспоримые преимущества, которые потенциально может дать использование жидких металлов и, в первую очередь, жидкого лития, явились основанием рассматривать их использование в продвинутом варианте ИТЭР на определенной стадии разработки этого проекта [35—37]. Концепция литиевого самоохлаждаемого модуля blankets ДЕМО для испытания на ИТЭР является в настоящее время одной из основных [38].

Анализ различных аспектов использования жидких металлов (Li, Ga), сплавов (Li—Pb, Li—Sn) и других жидких литийсодержащих жидких рабочих тел (флайб, флинаб), разработка концептуальных проектов реакторов на основе комплексного использования этих материалов ведутся в настоящее время [39—43]. Активизация работ этого направления свидетельствует о высоком потенциале идеи использования жидких металлов в перспективных энергетических термоядерных системах. Однако принцип реализации преимуществ жидких металлов путем использования быстротекущих пленок и открытой свободной поверхности жидкого металла [44], лежащий в основе ряда разработок, еще далек от инженерного уровня решения такого подхода.

Анализ вариантов конструкторских проработок, результатов расчетно-теоретических исследований и экспериментального изучения совместимости лития с конструкционными и служебными материалами, стойкости литиевых систем в условиях, моделирующих воздействие плазмы на материалы, а также анализ совместимости литийсодержащих систем с плазмой токамака и других аспектов использования лития в токамаке, проведенный в настоящей работе, обосновывает практическую реализуемость концепции литиевого термоядерного реактора.

ЛИТИЕВЫЙ РЕАКТОР-ТОКАМАК

В концепции литиевого реактора токамака [10] жидкий литий выполняет функции теплоносителя, тритийвоспроизводящей среды и материала,

защищающего энергонагруженные внутрикамерные элементы (рис. 1). Исходной посылкой обоснования реализуемости концепции литиевого реактора является демонстрация возможности достижения необходимых тепло- и нейтронно-физических характеристик реактора как необходимого условия для создания реактора — основы высокоэффективной энергетической системы. Эти вопросы рассмотрены при анализе вариантов конструкции blankets и дивертора

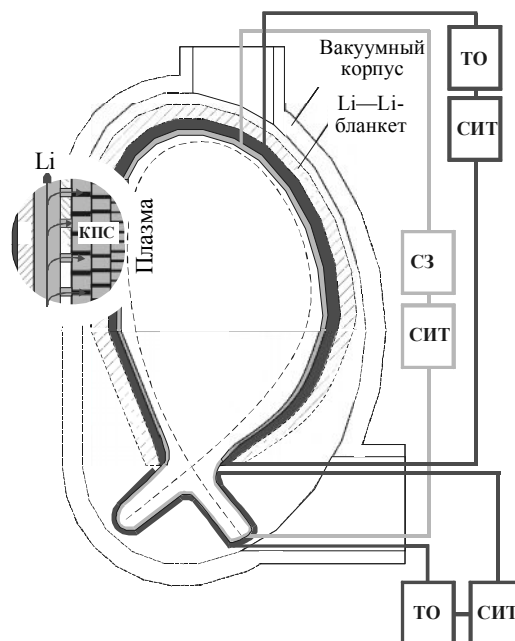


Рис. 1. Литий в энергетическом реакторе: — система теплоотвода от первой стенки, blankets и дивертора; — система подпитки литиевой КПС; ТО — теплообменник; СИТ — система извлечения трития из лития; СЗ — система заправки литием жидкометаллических систем

ра.

Самоохлаждаемый литий-литиевый blanket. Из существующих концепций тритийвоспроизводящего blankets (с твердым и жидким бридером) перспективной является концепция жидкометаллического самоохлаждаемого blankets, в которой литий одновременно выполняет функции теплоносителя и тритийвоспроизводящего материала [45]. Основные принципы рассматриваемой в настоящей работе конструкции литиевого самоохлаждаемого модуля были заложены в 1989 г. и развивались в последующем [46—49]. Самоохлаждаемый литиевый испытательный модуль blankets (ИМБ) в ряду с гелийохлаждаемым керамическим ИБМ, Pb—Li ИМБ с различными вариантами схем охлаждения и гелийохлаждаемым литиевым ИМБ должен быть испытан в blankets ИТЭР [50].

Воспроизводство трития в blankets осуществляется при взаимодействии изотопов лития с нейтронами. Применение жидкого лития в качестве тритийвоспроизводящего материала наиболее эффективно по сравнению с другими жидкими и твердыми материалами ($\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$, LiF—BeF_2 , Li_2O , LiAlO_2 , Li_4SiO_4 и др.). Бесконечная литиевая среда с естественным содержанием изотопов обеспечивает коэффициент наработки трития $k_T \approx 1,9$ [7]. Поэтому в жидкометаллическом литиевом blankets достижимы значения k_T больше 1,05. Высокое значение коэффициента наработки трития на этом материале позволяет сделать зону воспроизводства достаточно компактной, а при использовании бериллия в качестве размножителя нейтронов количество жидкого металла в blankets реактора-токамака может уже определяться теплогидравлическими, электродинамическими или другими параметрами.

Коэффициент наработки трития k_T в литиевом модуле предложенной конструкции (рис. 2), встроенном в конструкцию ИТЭР, рассчитанный в 3D-

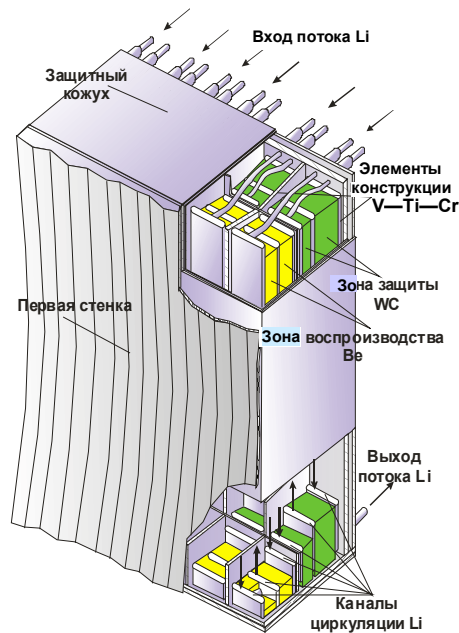


Рис. 2. Схематическая конструкция литиевого модуля

снизится до минимально приемлемого уровня 1,05 даже без учета наработки трития в системах литиевого дивертора.

Литиевый дивертор. Применение твердых материалов (вольфрам, бериллий, графит и композиты на его основе) в качестве материалов, контактирующих с плазмой, и, в частности, приемных элементов дивертора реактора-токамака, как показали экспериментальные исследования и расчетные оценки, не обеспечит высоких ресурсных характеристик этого устройства из-за высокой скорости эрозии материалов приемных элементов под воздействием высоких тепловых нагрузок и корпускулярных потоков [51], поступления примесей в основную плазму, накопления пыли, аккумуляции трития и ряда других проблем [52]. Решение вопроса работоспособности дивертора в реакторе ИТЭР достигается за счет периодической замены его приемных элементов [53]. Перспективным инженерно-физическим решением является использование в качестве материала, контактирующего с плазмой в диверторе, жидкого лития в комбинации с применением капиллярно-пористых систем для эффективной стабилизации поверхности жидкого металла в условиях токамака [54, 55].

Концепция литиевого дивертора [13, 56, 57] базируется на том, что эффективным механизмом защиты от воздействия высоких локальных тепловых нагрузок на приемные элементы дивертора является формирование экранирующего слоя литиевой плазмы и переизлучение энергии на примеси лития. Далее будет показано, что в случае контролируемого поступления лития в плазму он, концентрируясь в периферии плазменного шнура, эффективно переизлучает энергию на всю поверхность первой стенки, тем самым разгружая диверторные мишени. С учетом этого явления и экспериментально выявленных особенностей взаимодействия лития с изотопами водорода и гелием в условиях токамака в принципе можно рассчитывать на создание бездиверторного токамака [58].

приближении с помощью кода MCNP4B, достигает величины больше 1 [48]. Для расчетов воспроизводства трития в литиевом реакторе подготовлена модель MCNP, имитирующая 100%-ное покрытие плазменной камеры с геометрией ИТЭР бланкетом с неизменной структурой. Показано, что бланкет с толщиной бериллиевой зоны 150 мм и толщиной трех слоев лития по 40 мм каждый обеспечивает интегральную скорость наработки трития $k_T = 1,295$ на один рожденный DT-нейтрон в плазме. Имея такую величину k_T в идеальном бланкете, можно считать, что в литиевом реакторе с учетом неизбежного снижения реальной доли покрытия плазменной камеры бланкетом k_T не

Для практической реализации возможности использования жидкого лития в качестве материала, контактирующего с плазмой, предложено использовать литиевые КПС (рис. 3) [59]. Подвод жидкого металла к поверхности, контактирующей с плазмой, происходит через каналы, пронизывающие КПС. Ее характеристики (переменная пористость, анизотропия проницаемости, геометрия рабочей поверхности и др.) могут регулироваться в широких пределах путем изменения технологии изготовления. Конструкция КПС может обеспечить достаточное давление рабочего тела в системе подпитки за счет

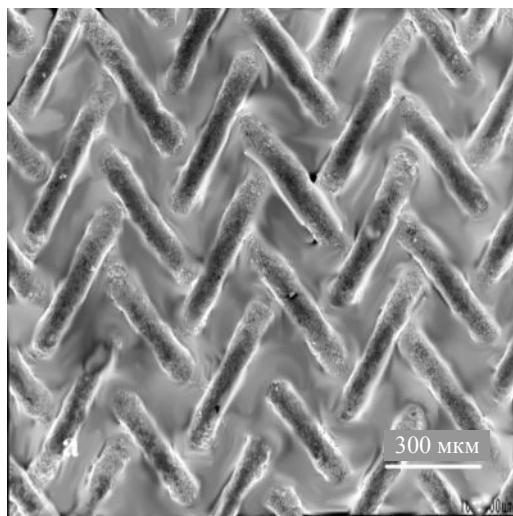


Рис. 3. Капиллярно-пористая структура, пропитанная жидким литием

сил капиллярного напора. Такая система является самоудерживаемой и саморегулируемой, поскольку распределение давления рабочего тела в КПС остро реагирует на локальные изменения тепловой нагрузки на ее поверхность.

Способность к саморегулированию заложена в природе КПС. Это основано на зависимости величины капиллярных сил от радиуса мениска $R(R_{эф}, Q)$ жидкого лития на поверхности испарения, связанного с радиусом пор КПС $R_{эф}$ и величиной плотности падающего на поверхность потока энергии Q , что и задает распределение капиллярного напора на испаряющей поверхности в зависимости от распределения плотности потока энергии. Величина капиллярного напора определяется следующим соотношением:

$$P_c = 2 \sigma(T) \cos \theta / R(R_{эф}, Q), \quad (1)$$

где $\sigma(T)$ — поверхностное натяжение лития; θ — краевой угол смачивания.

Этот принцип реализуется и хорошо практически освоен при создании тепловых труб [11]. Зависимость величины капиллярного давления от эффективного радиуса пор КПС и температуры представлена на рис. 4.

Длительная работа контактных элементов на базе литиевых КПС обеспечивается их следующими свойствами:

- эрозия контактной поверхности компенсируется благодаря подпитке жидким литием;

- возникающие в заполненной жидким металлом КПС термические градиенты не создают напряжений. Как следствие этого в контактных пластинах должны отсутствовать усталостные трещины, что наблюдается для твердо-

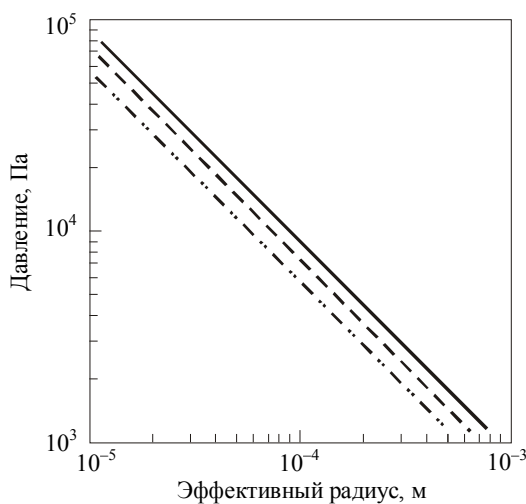


Рис. 4. Зависимость капиллярного давления от эффективного радиуса пор КПС при температуре 200 (—), 600 (---), 1000 °C (-·-·-)

тельных пластин;

— отсутствует проблема разработки технологии формирования и соединения КПС с несущей конструкцией дивертора и первой стенки, являющаяся проблемным вопросом для твердотельного варианта;

— практически не возникает проблема радиационной стойкости материала КПС;

— накопление трития в литиевых контактных элементах можно контролировать, поддерживая его концентрацию на необходимом уровне за счет регулируемой циркуляции жидкого лития, проходящего через систему извлечения трития;

— при использовании жидкого лития как материала, контактирующего с плазмой, в принципе отсутствует проблема образования и накопления пыли в плазменной камере.

За счет капиллярных сил обеспечиваются стабильность и самовосстанавливаемость открытой жидкометаллической поверхности как в условиях воздействия на нее высоких стационарных нагрузок, так и в условиях, моделирующих режимы неустойчивости срыва плазмы.

С точки зрения теплофизики возможно создать конструкцию диверторного устройства с литиевыми приемными элементами, охлаждаемого литиевым теплоносителем [56, 57]. Такое устройство вписывается в эффективную систему преобразования энергии реактора.

Преобразование энергии в литиевом реакторе и вопросы безопасности.

Разработка и предварительный теплофизический анализ замкнутой схемы отвода и преобразования энергии, поступающей из дивертора, blankets и первой стенки реактора, с термоядерной мощностью 2,5 ГВт (масштаба ДЕМО-С [60]), оптимальный выбор агрегатов и оборудования жидкометаллических систем показали следующее [11, 48, 49, 56]. При поддержании температуры первой стенки плазменной камеры в пределах 290—350 °С, необходимой для обеспечения эффективного стока (конденсации) лития, который поступает в основном с приемных элементов дивертора, локальной максимальной температуры поверхности литиевых мишеней дивертора на уровне 500—550 °С, ограничивающей поступление лития в плазменную камеру, температуры литиевого теплоносителя на выходе из blankets ~750—780 °С можно получить к.п.д. нетто (с учетом затрат на извлечение трития из лития и функционирование обслуживающих систем реактора) системы преобразования энергии реактора на уровне ~35—37%.

Вопросы безопасного использования лития в термоядерном реакторе связаны в основном с его химической активностью [11, 61]. Безопасность литиевого реактора обеспечивается исключением использования воды во всех его внутрикамерных системах и использованием трехконтурной системы отвода тепла с промежуточным контуром Na—K, исключающим утечку трития из лития. Практическая реализуемость концепции безопасного реактора базируется на позитивном опыте более чем 30-летней эксплуатации реакторов типа БН с натриевым охлаждением [62] (в том числе эксплуатирующегося в настоящее время БН-600 с ~700 тоннами натрия с температурой на выходе из активной зоны реактора ~550 °С).

Тритий в литиевом реакторе. Серьезной проблемой создания термоядерного реактора является накопление трития в материалах первой стенки и дивертора [11]. В основном это относится к бериллию, композитам на основе графита и на-

капливаемым в виде пыли и пылевых агломератов продуктам эрозии контактирующих с плазмой материалов [52]. Ограничение (из соображения безопасности) по накоплению трития во внутрикамерных элементах ИТЭР в количестве ~350 г [63] создает потенциальные трудности при планировании режимов работы этого реактора с выбранными на настоящий момент материалами, контактирующими с плазмой.

Использование жидкого лития позволяет избежать существующей неопределенности в вопросе накопления трития в реакторе. Водород и его изотопы взаимодействуют с литием в соответствии с известной диаграммой состояния (рис. 5) [64]. Изотопы водорода имеют широкую температурную область разбавленных растворов в жидком литии, что позволяет избежать образования твердой избыточной фазы — гидрида лития при всех условиях работы жидкометаллических систем реактора.

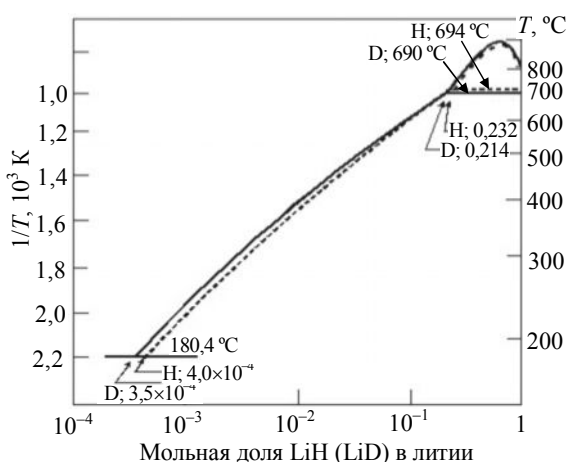


Рис. 5. Диаграмма состояния Li—LiH (LiD)

Благодаря высокому термодинамическому сродству водорода к литию коэффициент распределения этой примеси в системе жидкий металл—конструкционный материал $\ll 1$ (отношение равновесной концентрации водорода в конструкционном материале к равновесной концентрации этой примеси в литии) [65]. Благодаря этому практически весь тритий, который будет нарабатываться в литии при воздействии термоядерных нейтронов и поступать из плазмы, будет аккумулироваться в жидком металле. Для температуры 700 °C коэффициенты перераспределения водорода в системах Li—Be, Li—V и Li—W (материалы литиевого blankets) составляют соответственно 10^{-3} — 10^{-2} , $1,5 \cdot 10^{-2}$ и $3,2 \cdot 10^{-17}$. Из этих данных следует, что литий будет аккумулировать и удерживать в себе практически весь тритий (>95%), нарабатывающийся в blankets, препятствуя тем самым его утечке из литиевых систем. Кроме того, содержанием трития в blankets, диверторе и первой стенке можно управлять, используя систему извлечения этой примеси из потока жидкого металла.

Чтобы ограничить содержание «омертвленного» трития на уровне ≤ 150 г в реакторе с объемом лития ~ 600 м³ во внутриреакторных жидкометаллических системах, необходимо поддерживать его концентрацию в литии на входе в систему очистки не более $5 \cdot 10^{-5}\%$ (1 appm). Для извлечения трития из жидкого металла предлагаются различные способы: извлечение холодными ловушками с предварительным насыщением лития протием, экстракцию солями, геттерирование иттрием, извлечение через мембраны и др. У всех этих способов много недостатков и только одно преимущество — относительно низкая энергоёмкость [11]. Наиболее эффективным способом извлечения изотопов водорода из лития является струйная возвратно-поточная неравновесная молекулярная дис-

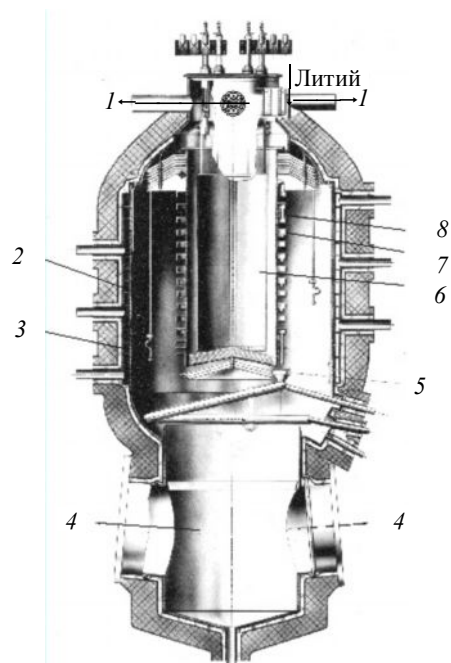


Рис. 6. Аппарат извлечения трития из лития: 1 — вакуумная откачка полости нагревателя; 2 — обечайка внешняя; 3 — рубашка охлаждения; 4 — вакуумная откачка полости конденсатора; 5 — сборник-охладитель лития; 6 — электронагреватель; 7 — испарительные тарелки; 8 — труба жаровая

тиллюция [66]. Этот метод является наиболее «чистым», но энергоемким. Затраты на извлечение трития, которое происходит при испарении лития в аппарате извлечения (рис. 6) при 700 °С, могут составить до 10% вырабатываемой реактором электроэнергии. Для преодоления этого недостатка разработана схема энергобаланса в реакторе, при которой литий, нагретый в бланкете до ≥ 750 °С, используется для подогрева лития в аппарате извлечения трития. При этом эффективность преобразования энергии остается на необходимом уровне.

Таким образом, разработанная концептуальная конструкция бланкета и дивертора термоядерного реактора-токамака с использованием капиллярно-пористых систем для формирования и стабилизации поверхности лития позволяет в принципе реализовать преимущества этого жидкого металла как высокоэффективного высокотемпературного теплоносителя и тритийвоспроизводящего

материала при условии решения вопросов его совместимости с материалами и плазмой реактора-токамака.

СОВМЕСТИМОСТЬ ЛИТИЯ С МАТЕРИАЛАМИ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ СИСТЕМ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Для реализации концепции литиевого термоядерного реактора, кроме решения инженерных, технологических и других вопросов и проблем, необходимо располагать надежной базой данных по коррозии и совместимости конструкционных и служебных материалов ТЯР с жидким литием.

Формирование такой базы велось путем исследования закономерностей и характеристик элементарных процессов в системе конструкционный материал—литий и посредством испытаний материалов различных классов и модификаций в условиях, моделирующих условия работы различных жидкометаллических систем ТЯР.

Фундаментальным процессом коррозионного взаимодействия конструкционных материалов с жидкими металлами, лежащим в основе практически всех других процессов и определяющим характер и степень их развития, является растворение твердого металла в жидком. Процесс растворения характеризуется двумя параметрами. Это константа скорости растворения и растворимость—концентрация насыщения твердого металла в жидком. Используя экспериментальные результаты определения растворимости металлов и сплавов, полученные оригинальным методом абсорбци-

онного рентгеноспектрального анализа лития в широком интервале температур, и разработанную расчетно-теоретическую модель, получены надежные данные по растворимости чистых металлов, служащих основой или компонентами конструкционных материалов литиевых систем ТЯР, в чистой литии (рис. 7), в литии с различным содержанием таких примесей, как азот, углерод и кислород, в интервале концентрации от ~0,001 до 1% [67].

Расчетно-теоретический анализ и экспериментальное исследование влияния примеси водорода (аналога трития) на коррозионные процессы в литиевых системах показали следующее [11, 68]. В

широком интервале концентраций в литии эта примесь практически не увеличивает растворимости компонентов сталей и тугоплавких металлов в жидком металле и улучшает характеристики коррозионной стойкости конструкционных материалов за счет, по-видимому, нейтрализации отрицательного воздействия примеси азота.

Лучшей коррозионной стойкостью в чистых жидких металлах с позиции растворения обладают ванадий и другие тугоплавкие металлы. Благодаря относительно низкой растворимости железа и хрома и повышенной растворимости никеля, марганца, кобальта в литии и других жидких металлах более высокой коррозионной стойкостью обладают хромистые стали, нежели хромоникелевые или хромомарганцевые. Основной характеристикой, определяющей степень взаимодействия селективно растворяющихся конструкционных материалов в чистой литии, является термодинамическая активность склонных к растворению компонентов этих материалов. Максимальной стойкостью в жидких металлах могут обладать аустенитные стали с ограниченным содержанием хрома и других ферритостабилизирующих элементов и минимальным содержанием никеля и марганца, обеспечивающих стабильность аустенита стали в рабочем интервале температур жидкометаллической системы. Фазовый состав сталей — наличие однофазной α -, γ - или двухфазной ($\alpha + \gamma$)-структур является более сильным фактором, влияющим на активность металлических компонентов сталей, чем наличие в твердом растворе дополнительных легирующих элементов [69].

Для коррозионных исследований в условиях статических и динамических литиевых систем, в гомогенных и гетерогенных условиях, в условиях изотермичности и в системах с перепадом температур были выбраны следующие материалы. Из всего широкого спектра аустенитных сталей наибольший практический интерес представляют стали, свойства которых наиболее изучены и технология производства отработана. Это стали в различных модификациях: 08X16H11M3, 09X16H15M3Б. В малоактивируемых модификациях аустенитных сталей никель полностью или частично заменен аустенитостабилизирующим элементом — мар-

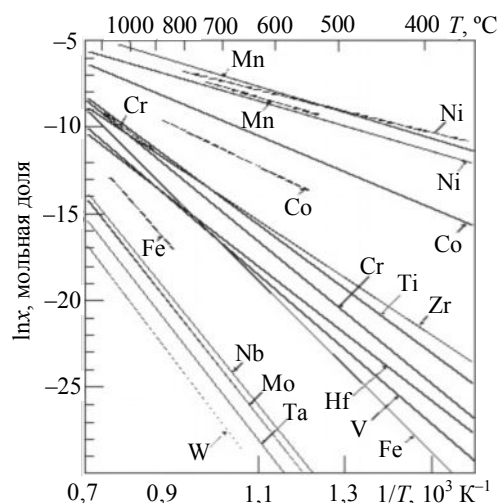


Рис. 7. Растворимость металлов в литии: — — расчет; - - - - эксперимент

ганцем, обладающим более благоприятными по сравнению с никелем характеристиками длительной активации (06X12Г14Н4МЮ, 10X12Г20В, 30X12Г20В). Из хромистых исследовались стали типа 16X12МВБФР, 12X12М2БФР ферритно-мартенситного класса. Из сплавов на основе ванадия в первую очередь рассматриваются V—4Ti—4Cr, V—10Ti—5Cr, а также сплавы системы V—Ga—Si.

Некоторые экспериментальные данные по массопереносу различных сталей потоком неизотермического лития обобщены на рис. 8 [70—72]. Проведенные исследования массопереноса сталей конвекционным потоком лития показали, что коррозионная стойкость аустенитных сплавов системы Fe—Cr—Ni не является простой функцией содержания в них никеля и марганца. Такое поведение сталей коррелирует с данными по растворимости никеля из сталей 08X18Н10Т и 09X16Н15МЗБ. Растворимость никеля из стали типа 16-15 оказалась меньше, чем из стали типа 18-10 при температуре ниже 700 °С. По полученным нами данным минимальной установившейся скоростью массопереноса 16,4 мг/(м²·ч) характери-

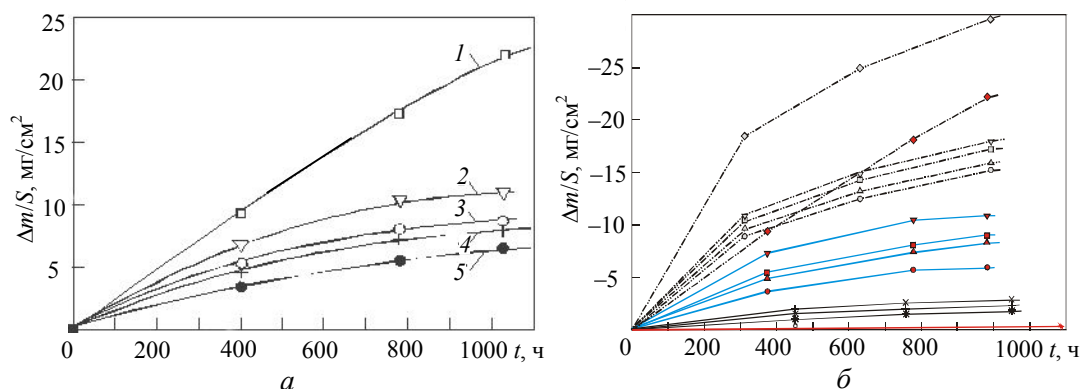


Рис. 8. Кинетика массопереноса сталей: *a* — 30X15Н30МЗБ (1), 06X12Г14Н4МЮ (2), 09X18Н10Т (3), 09X16Н15МЗБ (4), 08X16Н11МЗ (5) конвекционным потоком лития с 0,04% примеси азота при 450 °С; *б* — \circ , \bullet — Fe—0,08C—16Cr—11Ni—3Mo; \square , \blacksquare — Fe—0,10C—18Cr—10Ni—Ti; \triangle , \blacktriangle — Fe—0,09C—16Cr—15Ni—3Mo—Nb; ∇ , \blacktriangledown — Fe—0,06C—12Cr—20Mn—4Ni—Al—Mo; \diamond , \blacklozenge — Fe—0,30C—15Cr—30Ni—4Mo—2Nb (черные знаки — 450 °С, $5 \cdot 10^{-2}\%$ N; светлые — 550 °С, $4 \cdot 10^{-2}\%$ N); + — Fe—0,12C—12Cr; x — Fe—0,12C—12Cr—2Mo—Nb—V—B; * — Fe—0,16C—12Cr—Mo—W—Nb—B (450 °С, $5 \cdot 10^{-2}\%$ N); \circ — армко железо; — — сплавы на основе ванадия (450 °С, (4—5) $10^{-2}\%$ N)

зуется сталь 09X16Н15МЗБ. Аналогичные результаты получены при исследовании массопереноса марганцовистых сталей типа X12Г20В — повышение содержания аустенитостабилизирующих элементов снижало их склонность к массопереносу. Таким образом, выбор оптимального состава аустенитных и хромистых сталей с позиции минимизации скорости их растворения в потоке лития следует вести исходя из минимальности термодинамической активности в твердом металле наиболее склонных к растворению и переносу компонентов — никеля, хрома, марганца и т.п.

Наиболее перспективными для высокотемпературных теплообменных систем литиевого бланкета и дивертора ТЯР являются ванадиевые сплавы. В различных условиях были исследованы нелегированный ванадий и сплавы V—5Ti, V—8Cr—1Zr—0,1C, V—4Ti—4Cr, V—5Ti—8Cr—1Zr—0,1C, V—9Ti—5Cr—0,04Zr, V—10Ti—5Cr, V—15Ti—5Cr—1Zr—0,1C, V—15Ti—10Cr—0,05Y, V—4Ga—Si при температуре 450—700 °С и содержании примеси азота в литии от 0,007 до 0,04%

[72—75]. Испытания в статических изотермических условиях показали, что с повышением содержания титана в сплавах растут их коррозионная стойкость и стабильность механических свойств за счет образования защитной нитридной пленки на поверхности сплавов. Сплавы системы V—Ga—Si также показали высокую коррозионную стойкость в статических условиях.

На рис. 9 приведены результаты испытания ванадиевых сплавов в конвекционном потоке лития при температуре 450 °С и содержании азота в жидком металле ~0,04%.

В этих условиях скорость растворения практически не зависела от химического состава сплавов и составляла в среднем 1,275 мг/(м²·ч). Такой результат явился следствием образования на поверхности образцов всех исследованных материалов тонкой, плотной и однородной пленки нитридов типа (V,Ti)_xN. Скорость растворения этой пленки определяла скорость растворения сплавов в условиях испытаний. Проведенные исследования поведения сплавов в монометаллическом литиевом стенде из сплава V—4Ti—4Cr показали следующее [76]. В условиях испытаний, проведенных в потоке лития (скорость до 1 м/с) с 0,007% азота при температуре до 700 °С, наблюдались незначительные изменения массы образцов. При исследовании поверхности испытанных материалов обнаружены следы незначительного коррозионного воздействия потока лития. Во всех условиях проведенных испытаний ванадиевые сплавы показали высокую стабильность механических свойств. Таким образом, ванадиевые сплавы обладают необходимым комплексом свойств, обеспечивающих их применение для создания литиевого ТЯР.

В качестве материала, служащего для умножения нейтронов в ванадий-литиевом бланкете, рассматривается бериллий. Испытание российского бериллия различных модификаций проведено в системе Be—Li—V—4Ti—4Cr в статических изотермических условиях при температуре 600—800 °С длительностью до 500 ч с различным содержанием примесей водорода и азота в литии [77, 78]. Незначительное проникновение лития в бериллий было зафиксировано после коррозионных испытаний (рис. 10). Изменения механических свойств бериллия отмечено не было. Наблюдалась тенденция к образованию ок-

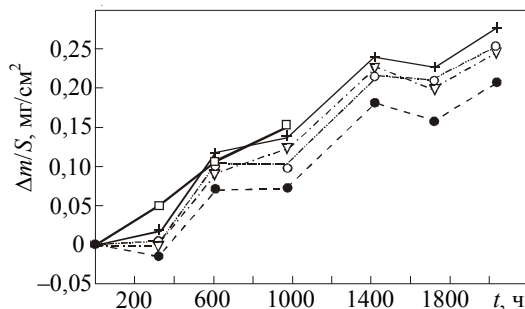


Рис. 9. Кинетика потери массы ванадиевых сплавов, выдержанных в конвекционном потоке лития с 0,04% примеси азота при 450 °С: □ — V—8Cr—5Ti—1Zr—0,1C; ▽ — V—8Cr—1Zr—0,1C; + — V—15Ti—10Cr—0,05Y; ○ — V; ● — V—5Ti

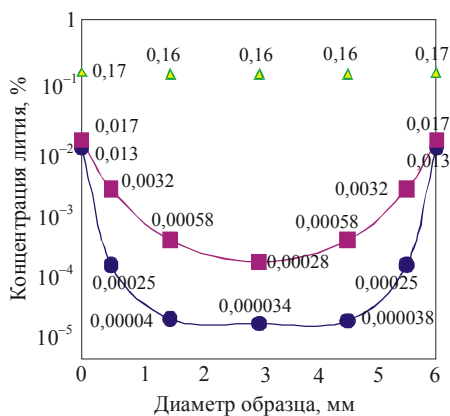


Рис. 10. Распределение концентрации лития по сечению образца бериллия после коррозионных испытаний: ● — 600 °С, 200 ч; ■ — 800 °С, 200 ч; ▲ — 600 °С, 200 ч (Wilkinson W.D., 1950)

сидной пленки на поверхности образцов, усиливающаяся с ростом температуры. Полученные результаты свидетельствуют и достаточно высокой стойкости бериллия в литии. Однако для исключения образования и шелушения оксидных пленок предлагается очехловывать бериллий, например, тонким слоем ванадиевого сплава.

ЭЛЕКТРОИЗОЛИРУЮЩИЕ ПОКРЫТИЯ ДЛЯ ВАНАДИЙ-ЛИТИЕВЫХ СИСТЕМ

Важным вопросом, во многом определяющим возможность использования любого жидкого металла в реакторе-токамаке в качестве теплоносителя, является реализуемость возможности создания на границе конструкционный материал—теплоноситель электроизолирующего покрытия. Такое покрытие должно обладать достаточными электроизолирующими свойствами, обеспечивающими необходимое снижение МГД-сопротивления жидкому металлу, текущему в поперечном магнитном поле, и свойством самозалечивания в процессе длительной эксплуатации реактора. Кроме того, необходимо обладать технически приемлемыми способами для нанесения покрытия на внутреннюю поверхность жидкометаллических трактов сложной конфигурации. В качестве материалов самовосстанавливающихся электроизолирующих покрытий для снижения МГД-эффектов в литиевых системах ТЯР рассматриваются соединения на основе нитридов и оксидов [11, 14]. В США в качестве такого материала был предложен и исследовался оксид кальция CaO , нами исследовался нитрид алюминия AlN . Проведенные термодинамические расчеты показали [11] значительное потенциальное преимущество AlN перед CaO , что, в конце концов, было подтверждено экспериментально, в результате чего от оксида кальция пришлось перейти к оксидам редкоземельных элементов (Er_2O_3 , Y_2O_3) [79].

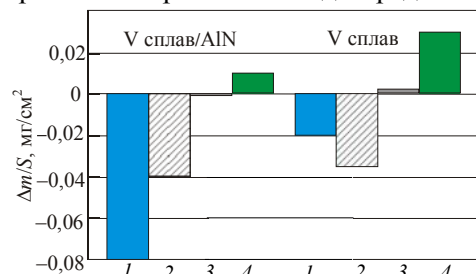


Рис. 11. Изменение массы образцов сплава V—4Ti—4Cr и сплава с покрытием AlN при испытании в литии с различным содержанием примесей при 700°C в течение 200 ч: 1 — $\text{Li} + 0,005\% \text{ N} + 0,003\% \text{ Al}$; 2 — $\text{Li} + 0,002\% \text{ N} + 0,003\% \text{ Al}$; 3 — $\text{Li} + 0,05\% \text{ N} + 0,5\% \text{ Al}$; 4 — $\text{Li} + 0,2\% \text{ N} + 3\% \text{ Al}$

Покрытие на основе нитрида алюминия формируется по разработанной технологии непосредственно в среде жидкого металла на поверхности ванадиевого сплава и стабильно в среде лития с контролируемым содержанием примесей алюминия и азота при рабочих температурах жидкометаллических систем ТЯР (рис. 11) [11, 77, 80]. Сформированное покрытие показало стабильность в литии и дало пятикратное снижение сопротивления течению лития в экспериментальном канале из сплава V—4Ti—4Cr в поперечном магнитном поле (рис. 12) [81].

Помимо основных функций, покрытие на основе AlN блокирует проникновение азота из лития в ванадиевые сплавы [77], повышая тем самым стабильность их свойств в контакте с литиевым теплоносителем. Введение примеси алюминия и азота в литий, что необходимо для самовосстановления покрытий, ведет одновременно к устранению коррозионной несовместимости ванадиевых сплавов и аустенитных сталей, обусловленной переносом неметаллических примесей в гетерогенной системе [82, 83]. Таким образом, условия

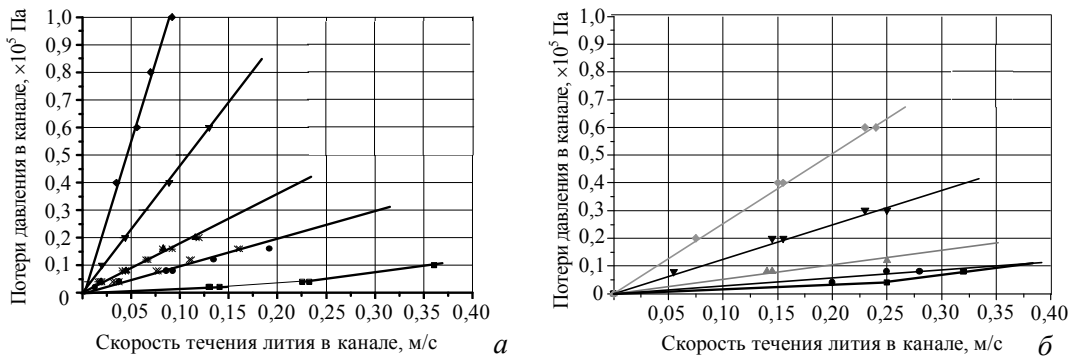


Рис. 12. Зависимость падения давления в жидкометаллическом канале от скорости течения лития в поперечном магнитном поле: *a* — без покрытия: \blacklozenge — серия 2, $B = 1,6$ Тл; \blacktriangledown — серия 2, $B = 1,0$ Тл; \ast — серия 1, $B = 0,6$ Тл; \blacktriangle — серия 2, $B = 0,6$ Тл; \times — серия 1, $B = 0,3$ Тл; \bullet — серия 2, $B = 0,3$ Тл; \blacksquare — серия 1, 2, $B = 0$; *b* — с изолирующим покрытием: \blacklozenge — $B = 1,6$ Тл; \blacktriangledown — $B = 1,0$ Тл; \blacktriangle — $B = 0,6$ Тл; \bullet — $B = 0,3$ Тл; \blacksquare — $B = 0$

Ферритовые ферромагнитные покрытия на жидком литии одновременно повышают коррозионную стойкость этих материалов в литевых системах.

УСТОЙЧИВОСТЬ ЛИТЯВЫХ КАПИЛЛЯРНО-ПОРИСТЫХ СИСТЕМ ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ СТАЦИОНАРНЫХ ТЕПЛОВЫХ НАГРУЗОК

Для экспериментального подтверждения возможности использования капиллярно-пористых систем в качестве поверхности, контактирующей с плазмой токамака, были изготовлены модели приемных устройств на основе КПС и проведены их испытания под воздействием стационарных тепловых нагрузок большой удельной мощности. Эксперименты проводились на пучково-плазменной установке СПРУТ-4. Установка располагает электронным инжектором с максимальной мощностью ~ 40 кВт, который создает стационарный электронный пучок в продольном магнитном поле и может обеспечить энергетическую нагрузку на литиевой мишени от 1 до 200 МВт/м². Вследствие слабого поглощения энергии пучка в парах лития и образующейся литиевой плазмы обеспечивается фиксированность величины энергетической нагрузки на мишень в процессе ее облучения, что существенно для интерпретации результатов испытаний литевых КПС.

Испытания показали [11, 16, 84—86], что простая модель жидкометаллической литиевой приемной поверхности с капиллярно-пористой структурой ($S = 3$ см²) способна выдерживать без повреждения длительные тепловые нагрузки до 25 МВт/м² и кратковременные нагрузки до 50 МВт/м². С использованием жидкометаллического литиевого контура на этой установке были проведены эксперименты при наличии стационарных тепловых условий в мишени при нагружении. Было показано, что мишени различной конструкции работали устойчиво и непрерывно в течение длительного времени (до 3 ч) при удельном потоке от 1 до 10 МВт/м² на приемной поверхности. При этом наблюдалось образование литиевой плазмы над поверхностью мишени, распространяющейся вдоль силовых линий магнитного поля (0,2 Тл). Характеристики излучения образующейся плазмы изучались спектроскопическим методом и показали наличие в ней только однажды и дважды ионизированного лития.

В этом эксперименте наблюдались процессы, которые будут иметь место в литиевом диверторе, и была оценена их роль для выбранных условий эксперимента:

— происходило интенсивное испарение лития при температуре поверхности 350—970 °С, масса уходящего лития на поверхности компенсировалась восполнением лития за счет сил поверхностного натяжения, причем доля мощности, отводимой от мишени литиевым паром, доходила до 0,7;

— часть подводимой электронным пучком энергии затрачивалась на ионизацию литиевого пара, сопровождавшуюся возбуждением интенсивного свечения нейтрального и ионизованного лития в области протяженностью до 10 см у поверхности мишени;

— оставшаяся часть энергии, поступающей на мишень, отводилась системой теплоотвода водяным теплоносителем;

— происходили диффузия и рекомбинация литиевой плазмы и конденсация литиевого пара в транспортном канале установки в продольном магнитном поле, причем эффективность этих процессов была настолько велика, что обеспечивалась устойчивая (без пробоев) работа электронной пушки установки во всех режимах испытаний.

Полученные результаты подтверждают возможность эффективной работы литиевого приемного устройства в стационарных условиях при высоких нагрузках.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ЛИТИЕВЫХ КАПИЛЛЯРНО-ПОРИСТЫХ СИСТЕМ С ПЛАЗМЕННЫМИ ИМПУЛЬСАМИ

Результаты исследования взаимодействия КПС с плазменными потоками представлены в [11, 12, 16, 87, 88]. Условия облучения мишеней приведены в таблице.

Параметры плазменных импульсов

Параметр	Установка		
	«Плазменный фокус»	МК-200UG	КСПУ
Плотность энергии, МДж/м ²	60	15	4—5
Длительность импульса, с	~10 ⁻⁶	4·10 ⁻⁵	(2—5)10 ⁻⁴
Температура $T_i + T_e$, эВ	10—100	100—200	30
Плотность плазмы, см ⁻³	10 ¹⁸	(2—6)10 ¹⁵	(2—5)10 ¹⁶
Магнитное поле в плазме, Тл	—	2	1
Диаметр потока, мм	10	40—80	60

В работе [87] моделировались энергетические нагрузки на поверхность КПС, возникающие на диверторных пластинах в режимах срыва тока плазмы. Облучение мишени осуществлялось на ускорителе КСПУ в импульсном режиме потоком водородной плазмы, который двигался в продольном магнитном поле. Характерной чертой процесса взаимодействия плазменного потока с поверхностью жидкого лития явилось образование вблизи поверхности мишени слоя из плотной плазмы и нейтральных атомов лития.

Исследование пространственного распределения плотности плазмы в различные моменты времени от начала импульса показало, что в первый момент ее плотность достигает величины 10¹⁷ см⁻³. Повышение плотности происходит из-за ионизации лития и образования литиевой плазмы. Далее плотность плазмы несколько понижается (до ~4·10¹⁶ см⁻³ в максимуме). При исследовании структуры образовавшегося слоя плазмы были сделаны измерения пространственного распределения

плотности плазмы и интенсивности излучения на линии LiI $\lambda = 610,36$ нм по фронту мишени. Исследование спектра излучения плазмы из примешенной области показало, что здесь имеется сильное излучение нейтрального лития на линии LiI. Результаты измерений толщины слоя нейтрального лития на фронте мишени приведены на рис. 13. Можно видеть, что испаряющийся нейтральный литий появляется приблизительно через 10 мкс после взаимодействия плазменного потока с мишенью на дистанции около 10 мм от нее. На момент времени $\tau \approx 200$ мкс толщина слоя становится 40—50 мм. Пульсация излучения может быть объяснена изменением плотности потока плазмы и тем, что интенсивность излучения также зависит от плотности электронов. Таким образом, видно, что у поверхности мишени образуется плотный слой плазмы толщиной 10^{-15} мм и с $n_e = 10^{17}$ см $^{-3}$. Основная часть энергии потока плазмы ~ 97 —99% поглощается и переизлучается в этом слое, который играет роль защитного. Небольшая часть лития испаряется с поверхности мишени при каждом ударе. В области непосредственно перед литиевой мишенью появляется большое количество нейтралов лития. Экспериментально установлено, что энергия исходного плазменного потока поглощается в слое, состоящем из литиевой плазмы и нейтральных атомов, который играет роль защитного экрана для литиевой мишени. Большая часть поглощенной энергии переизлучается возбужденными атомами в ультрафиолетовой области. Мишень осталась неповрежденной после 22 плазменных ударов. Специальная мишень, состоящая из молибденовой проволоки без лития, была разрушена потоком плазмы после одного удара. Эрозия лития за счет испарения в первые 5—10 мкс воздействия импульса плазмы при формировании защитного слоя и в процессе дальнейшего воздействия составляет лишь малую долю общей величины (~ 5 —10 мкм). Значительно большая величина эрозии поверхностного слоя жидкого лития из КПС может быть обусловлена разбрызгиванием в результате развития «ветровых волн», гидродинамических неустойчивостей и объемного пузырькового кипения. Измеренная величина эрозии за счет абляции в виде капель лития, достигающая для открытой поверхности ~ 1 —3 мм за импульс при тепловых потоках на поверхность до 3 ГВт/м 2 и хорошо совпадающая с расчетными оценками для пористых структур, существенно подавляется (со 100 до ~ 5 мкм при уменьшении эффективного радиуса пор с 200 до 5 мкм) капиллярными силами и сама по себе не представляет опасности, поскольку унесенный слой лития восстанавливается немедленно после срыва. Однако оголение материала основы в результате абляции может привести к нарушению процесса отвода тепла от основы за счет испарения лития и теплопроводности к внутренним слоям, его расплавлению и эрозии.

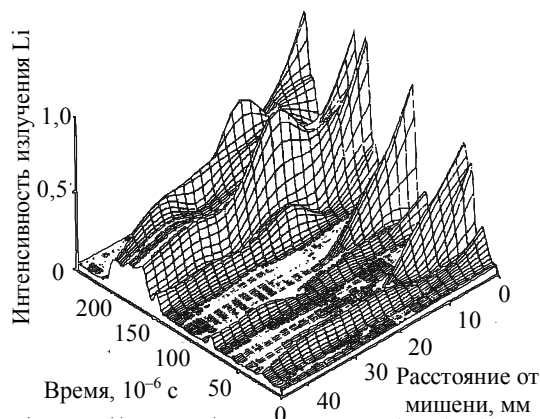


Рис. 13. Интенсивность излучения нейтрального лития как функция расстояния от мишени и времени

Исследования процесса абляции с помощью методики лазерного рассеяния позволили установить, что общее количество и доля фракции с большими размерами

унесенных каплей (0,5—1 мм) строго зависят от параметров структуры КПС (возрастание с ростом радиуса пор) и ориентации поверхности по отношению к потоку плазмы (возрастание при отклонении направления потока от нормали). Основной поток частиц сосредоточен в плоскости поверхности, хотя имеет место нормальная составляющая их скорости к поверхности КПС. Скорость разлета каплей составляла 0,1—10 м/с. Примечателен установленный факт возрастания скорости эрозии исходно твердого лития ($T < T_{пл}$) из КПС с ростом количества импульсов облучения. Это совершенно не наблюдалось в КПС с литием в исходном жидком состоянии ($T > T_{пл}$). Этот эффект связывается с наблюдавшимся в процессе облучения образованием волн и характерного рельефа застывшего лития при исходной $T < T_{пл}$, которое приводит к интенсификации уноса материала при последующем облучении по сравнению с исходной гладкой поверхностью. На поверхностях с $T > T_{пл}$ волны и рельеф не образовывались вследствие впитывания лития в КПС и сглаживания шероховатостей за счет капиллярных сил. В этом заключается одно из преимуществ КПС с жидким металлом по сравнению с твердыми материалами приемных пластин дивертора.

Таким образом, теоретический анализ и экспериментальные результаты показывают, что за счет выбора оптимальных параметров КПС (при радиусе пор 10—100 мкм) может быть обеспечена приемлемая величина эрозии лития за счет подавления развития гидродинамической неустойчивости Кельвина—Гельмгольца и объемного пузырькового кипения и созданы условия, при которых материал основы не подвергается эрозии и нарушению структуры ($T_{пов} < T_{пл}$).

Эксперименты были продолжены на плазменном ускорителе МК-200UG, обеспечивающем параметры потока, представленные в таблице. Стальная нержавеющая сетка КПС мишени без заполнения литием разрушалась уже одним импульсом воздействия водородной плазмы (рис. 14, а) и оставалась неповрежденной в случае облучения мишени, заполненной жидким литием при 250 °С (рис. 14, б).

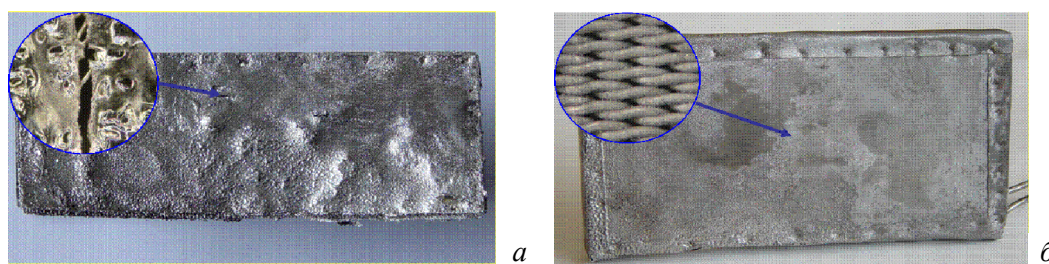


Рис. 14. Литиевая мишень (100×60 мм) после облучения плазмой на ускорителе МК-200UG: а — «сухая» мишень после облучения одним импульсом; б — мишень, заполненная литием (250 °С), после облучения 17 импульсами

Капиллярно-пористая система защиты мишени при нагреве до 250 °С обеспечивала образование и удержание пленки лития на фронтальной поверхности мишени при испытаниях (17 импульсов), как это наблюдалось при экспериментах на КСПУ [87] и установке «Плазменный фокус» [88]. Проведенные эксперименты на плазменных ускорителях и установках при существенно различных параметрах импульсов свидетельствуют о том, что у поверхности КПС плазма является литиевой и температура электронов низка, при высоких импульсных удельных на-

грузках твердая структура КПС не разрушается благодаря образованию защитного слоя плотной литиевой плазмы.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ЛИТИЕВЫХ КПС С ПЛАЗМОЙ ТОКАМАКА

Эксперименты по исследованию устойчивости литиевых КПС в условиях реальной плазмы токамака были начаты на Т-11М в 1998 г. [48]. Их цель на начальном этапе заключалась в проверке стабилизации жидкого лития КПС, являющейся приемной поверхностью лимитера, в условиях токамака. Изучался уровень неконтролируемого поступления лития с жидкометаллической поверхности в камеру в результате механизмов аномальной эрозии лития. Эксперименты на этом этапе проводились при следующих параметрах разряда: $I_p \cong 90$ кА, $P_{\text{Ом}} \cong 100$ кВт, $\Delta t \cong 0,1$ с. В качестве рабочего газа использовались He, D и H. Эксперименты показали, что капиллярные силы пористой структуры, содержащей жидкий литий, в условиях Т-11М достаточны для обеспечения механической устойчивости лития по отношению к МГД-процессам, литиевая капиллярная система на основе молибденовой или стальной структур выдержала без повреждений более 2000 разрядов с выделением мощности на лимитере на уровне 10 МВт/м^2 и литий совместим с краевой плазмой токамака, т.е. не обнаружено аномальных процессов эрозии лития [11, 16, 89].

После реконструкции Т-11М ($\Delta t \cong 0,3$ с) стало возможным изучение процесса взаимодействия литиевого лимитера с устройством стабилизации температуры литиевой поверхности с плазмой токамака в условиях квазистационарных режимов плазмы [58, 90—92]. Исследования литиевой диафрагмы проводились в сравнении с поведением графитовой. Ток в плазме стабилизировался на уровне 80 кА, тороидальное поле на оси $1,1—1,2$ Тл. Начальная температура диафрагмы регулировалась от 20 до 400 °С. Измерялась температура поверхности диафрагмы во время разряда, определялось поведение эмиссии лития с поверхности диафрагмы по интенсивности свечения линии нейтрального лития из приповерхностного слоя плазмы, измерялись радиальное распределение радиационных потерь, электронная температура на оси шнура $T_e(0)$, по которой оценивалась величина $Z_{\text{эф}}(0)$, измерялась плотность на разных хордах. Поведение температуры поверхности лимитера и рассчитанный удельный тепловой поток на нее в процессе разряда показаны на рис. 15.

Как и следовало ожидать, первые 30—40 мс после выхода мощности на стационарное значение (70—100 мс, см. рис. 15) динамика нагрева во времени описывается известным законом $T_s(t) \sim t^{1/2}$. Абсолютная величина тепловой нагрузки в начальной фазе составляет около $q \approx 18 \text{ МВт/м}^2$. После 30—40 мс температура начинает расти медленнее, чем $t^{1/2}$, что соответствует снижению q примерно в два раза к концу разряда (см. рис. 15). При работе с литиевой диафрагмой атомарный литий начинает поступать в плазму в начальной стадии за счет ион-

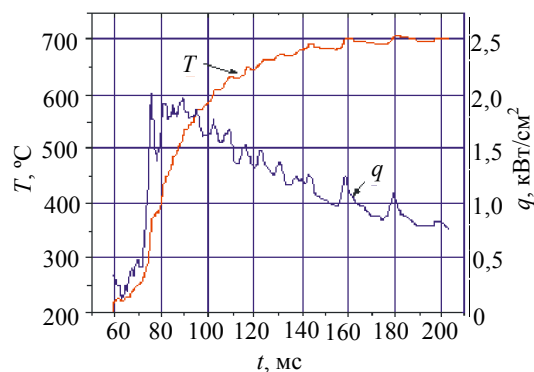


Рис. 15. Температура и тепловой поток на поверхности литиевого лимитера в течение разряда

ного распыления [91], а затем по мере повышения температуры поверхности лимитера (при $T > 500$ °С) начинает преобладать термическое испарение, которое сильно зависит от температуры (рис. 16). На рис. 17 показан разряд с высокой начальной тем-

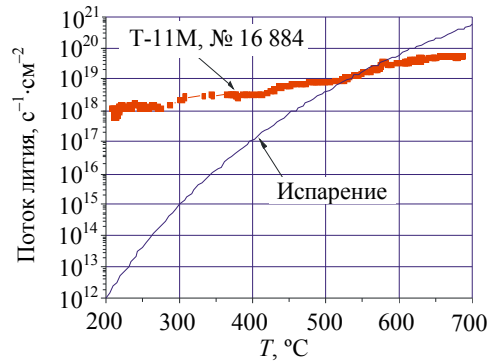


Рис. 16. Расчетная эмиссия и измеренный поток нейтрального лития в зависимости от температуры поверхности лимитера

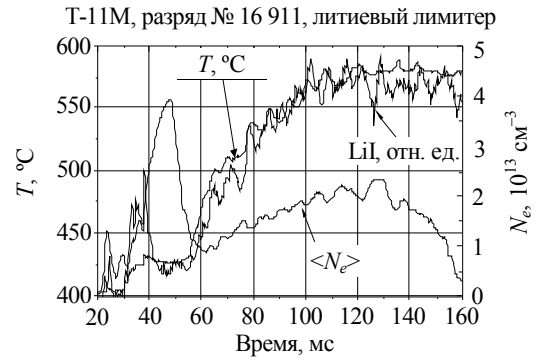


Рис. 17. Температура, плотность и интенсивность линии лития у поверхности лимитера

пературой лития (400 °С). За время около 60 мс температура вышла на стационарное значение около 570 °С. Электронная температура на оси составила ~ 400 эВ и слабо менялась в течение разряда, несмотря на то, что поток атомарного лития с поверхности лимитера вырос примерно в пять раз. На рис. 18 показано поведение относительных радиационных потерь. Из этих данных следует, что до 70% сти излучается в поверхностном слое толщиной около 5 см и только 30% — из центральной области. При этом переизлучение теплового потока литием происходит в некорональном режиме. Такое распределение радиационных потерь в плазменном шнуре объясняет, почему не происходит радиационного охлаждения центра при большом потоке лития с литиевой диафрагмы и вместе с тем происходит вольно быстрая стабилизация температуры поверхности лимитера. Для оценки содержания ионов лития в центре плазмы проводились расчеты эффективного заряда $Z_{эф}$, который для квазистационарного режима разряда составил величину $\sim 1,1$. Такие низкие значения $Z_{эф}(0)/q(0)$ (до $q(0) \approx 1$) означают получение чистейшей дейтериевой плазмы в центре шнура. В процессе разряда снижается уровень излучения из центральной области (рис. 19), что свидетельствует о зывании литием, поступающим на стенки разрядной камеры, примесей, отвечающих в других условиях за радиационное охлаждение плазмы (рис. 20).

Таким образом, поступающий в плазму литий концентрируется на ее периферии, а происходящая литиизация стенок токамака за счет прекрасных геттерирующих свойств лития блокирует поступление примесей в плазму, отвечающих за рост ее $Z_{эф}$. Это подтверждает совместимость плазмы токамака с литием в условиях проведенных экспериментов.

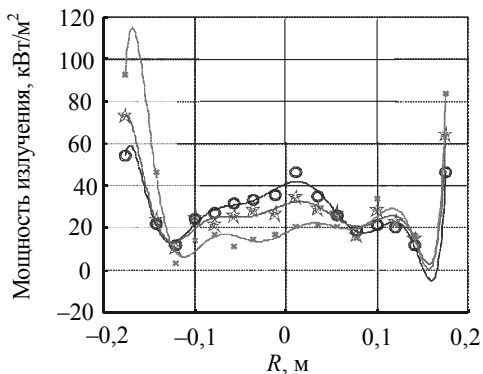


Рис. 19. Динамика профиля радиационных потерь для разряда № 17 931 с литиевым лимитером: \circ — $P_{\text{изл}} = 18,2$ кВт, $t = 100$ мс; \star — $P_{\text{изл}} = 22,3$ кВт, $t = 120$ мс; \times — $P_{\text{изл}} = 26,6$ кВт, $t = 150$ мс

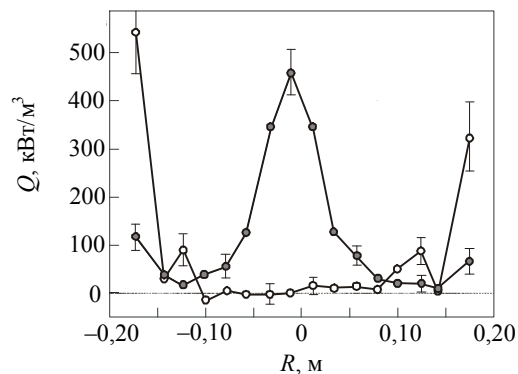


Рис. 20. Профили радиационных потерь для двух разрядов с литиевым и графитовым лимитерами при фиксированной плотности плазмы ($\langle n_e \rangle \sim 2,2 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-3}$): \circ — литиевая диафрагма (разряд № 19 984, $t = 190$ мс, $P_{\text{изл}} = 107,2$ кВт); \bullet — графитовая диафрагма (разряд № 19 920, $t = 190$ мс, $P_{\text{изл}} = 38,3$ кВт)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Сформированная на основе экспериментальных исследований и создания расчетно-теоретических моделей база данных по взаимодействию жидкого лития в различных условиях с чистыми металлами, сталями и сплавами позволяет осуществить выбор конструкционных материалов, материалов для умножения нейтронов, электроизолирующих покрытий для различных жидкометаллических литиевых систем термоядерного реактора.

Результаты, полученные в экспериментах на плазменно-пучковой установке СПРУТ-4, подтверждают возможность эффективной работы литиевого приемного устройства на базе капиллярно-пористых систем в стационарных условиях при нагрузках 10 МВт/м^2 и более.

Проведенные эксперименты на плазменных ускорителях позволяют заключить, что у поверхности КПС плазма является литиевой и температура электронов низка и что при кратковременных очень высоких удельных нагрузках твердая структура КПС не разрушается благодаря образованию защитного слоя плотной литиевой плазмы.

На токамаке Т-11М получены устойчивые квазистационарные режимы с температурой поверхности литиевого ли-

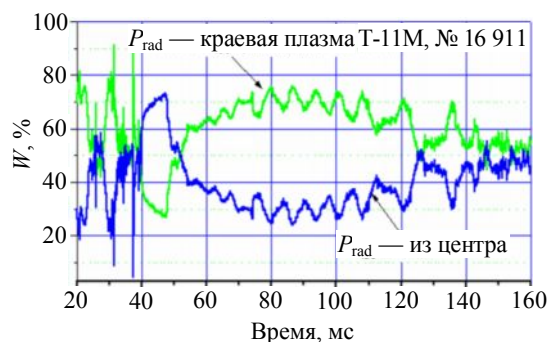


Рис. 18. Поведение относительных радиационных потерь W в разряде с «горячим» литиевым лимитером ($400 \text{ }^\circ\text{C}$) из центральных ($r < 15,2$ см) и периферийной области краевой плазмы ($r > 15,2$ см)



Игорь Евгеньевич Люблинский, начальник лаборатории, кандидат т.н.

митера до 580—700 °С при тепловой нагрузке на контактную поверхность ~20 МВт/м². Закономерности эмиссии лития с поверхности согласуются с известными физическими моделями. При работе с «горячей» литиевой диафрагмой обнаружен режим с поверхностным радиационным слоем, излучающим до 70% общих радиационных потерь. Результаты, полученные в литиевых экспериментах, позволяют заключить, что литий может быть успешно использован для защиты энергонапряженных элементов первой стенки токамака-реактора в качестве возобновляемого материала.

Результаты, обобщенные в представленной статье, являются итогом совместной творческой работы ученых и специалистов ФГУП «Красная Звезда», РИЦ «Курчатовский институт», ГИЦ РФ ТРИНИТИ, МИФИ и др., которым автор выражает искреннюю благодарность.

Работа выполнена по контрактам с Минатомом и Росатомом по соответствующим программам и при поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (гранты 05-02-08047 «офи-э», 05-02-08055 «офи-э»).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Badger B.** UWMAK-I. A Wisconsin Toroidal Fusion Reactor Design Study. University of Wisconsin, UWFD-68, 1974.
2. **Муравьев Е.В.** Контактные устройства дивертора и лимитера реактора токамака. I. Устройства с жидкометаллической рабочей поверхностью. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 1980, вып. 2, с. 57—64.
3. **Baker C.C., Abdou M.A., DeFreece D.A., Trachsel C.A., Graumann D., Kokoszanski J.** STARFIRE — a commercial tokamak reactor. — In: Proc. 8th Symp. Eng. Probl. Fusion Res., 1979, vol. 3, p. 1614—1619.
4. **Субботин В.И., Ивановский М.Н., Арнольдов М.Н.** Физико-химические основы применения жидкометаллических теплоносителей. — М.: Атомиздат, 1971.
5. **Hunt J.C.R.** The use the liquid lithium as a coolant in a toroidal fusion reactor. Part 1: calculation of the pumping power, CLRM-73993, 1972.
6. **Karasev V.G., Lielausis O.A., Murav'ev E.V., Tananaev A.V.** Liquid metal in fusion reactors with magnetic confinement. — In: Proc. 4th IAEA TCM on Fusion Reactor Design and Technology. Yalta, 26 May — 6 June, 1986, IAEA-TC-392.3/51, IAEA, Vienna, 1987, vol. 2, p. 239—272.
7. **Зимин С.А.** Некоторые нейтронно-физические параметры материалов. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 1985, вып. 3, с. 35—37.
8. **Mansfield D.K.** Overview of TFTR Li experiments. — In: SNL, Albuquerque, NM, Nov. 13—17, 2000.
9. **Hogan J.T., Bush C.E., Skinner C.H.** Lithium effects in plasmas. — Nucl. Fusion, 1997, vol. 37, p. 705—711.
10. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Pistunovich V.I., Vertkov A.V., Prokhorov D.Yu., Pozharov V.A., Korzhavin V.M., Golubchikov L.G.** Liquid lithium tokamak reactor. — Fusion Energy, 1996, Proc. 16th IAEA Conf. on Fusion Energy. Montreal, 1996. IAEA, Vienna, 1997, vol. 3, p. 659—665.
11. **Михайлов В.Н., Евтихин В.А., Люблинский И.Е., Вертков А.В., Чуманов А.Н.** Литий в термоядерной и космической энергетике XXI века. — М.: Энергоатомиздат, 1999. 528 с.
12. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Belan V.G., Konkashbaev I.K., Nikandrov L.B., Mikhailov V.N., Korzhavin V.M.** Protective properties of the receiving plates of divertor on the base of lithium capillar-porous systems. — J. of Advanced Materials, 2000, vol. 5, № 2, p. 41—49.
13. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Mirnov S.V., Lazarev V.B., Petrova N.P., Sotnikov S.M., Chernobai A.P., Khripunov B.I., Prokhorov D.Yu., Korzhavin V.M.** Lithium divertor concept and results of supporting experiments. (Proc. of IAEA/TCM on Divertor Concepts. Sept. 11—14, 2001, Aix en Provence, France). — Plasma Physics and Controlled Fusion, vol. 44, № 6, p. 955—977.

14. **Smith D.L., Park J.-H., Lyublinski I.E., Evtikhin V.A., Perujo A., Glassbrenner H., Terai T., Zinkle S.** Progress in coating development for fusion systems. — *Fus. Eng. Design*, 2002, vol. 61—62, p. 629—641.
15. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Mirnov S.V., Lazarev V.B., Sotnikov S.M.** Test of lithium capillary-pore systems on the T-11M tokamak. — In: *Proc. 19th Conf. Fusion Energy 2002*. Lyon, France, 14—19 October 2002, IAEA-CPS-19/CD, FT/P1-17, IAEA, 2003.
16. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Mirnov S.V., Sotnikov S.M., Prokhorov A.S., Azizov E.A., Lazarev V.B., Safronov V.M., Korzhavin V.M.** Main direction and recent test modeling results of lithium capillary-pore systems as plasma facing components. — *Plasma Science and Technology*, 2004, vol. 6, № 3, p. 2291—2295.
17. **Люблинский И.Е., Евтихин В.А., Вертков А.В.** — Применение жидкого лития в системах энергетического термоядерного реактора. — *Перспективные материалы*, 2005, № 6, с. 5—17.
18. **Moir R.W.** Liquid first walls for magnetic fusion energy configurations. — *Nucl. Fusion*, 1997, vol. 37, p. 557—566.
19. **Соколов Ю.А., Альтовский И.В., Борисов А.А. и др.** Разработка концепции демонстрационного термоядерного реактора ДЕМО. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 1997, вып. 1—2, с. 3—13.
20. **Ulrickson M.A.** A review of plasma facing materials, past, present and future. — In: *Program and collected abstracts ICFRM-8*. Sendai, Japan, Oct. 26—31, 1997, p. 128.
21. **Водяник В.О., Демьяненко В.Н., Колесниченко А.Ф., Мирнов С.В., Муравьев Е.В.** Жидкометаллический лимитер токамака. Первые результаты. — *Физика плазмы*, 1988, т. 14, с. 628—632.
22. **Mirnov S.V., Dem'yanenko V.N., Murav'ev E.V.** Liquid-metal tokamak divertors. — *J. Nucl. Mater.*, 1992, vol. 196—198, p. 45—49.
23. **Kirillov I.R., Muraviev E.V.** Review of liquid metal divertor concepts for tokamak reactor. — *Fusion Technology*, 1996, p. 251—254; Elsevier Science B.V., 1997.
24. **Mattas R.F. et al.** ALPS-advanced limiter-divertor plasma-facing systems. — *Fus. Eng. Design*, 2000, vol. 49—50, p. 127—134.
25. **Основы концепции демонстрационного термоядерного реактора ДЕМО-С. Проект РФ ДЕМО. Часть IV. Описание конструкции систем и режимов работы реактора.** ИЯС РНЦ «Курчатовский институт», М., 2000.
26. **Mirnov S.V., Evtikhin V.A.** The tests of liquid metals (Ga, Li) as plasma facing components in T-3M and T11M tokamaks. — *Fus. Eng. Design*, 2006, vol. 81, p. 113—119.
27. **Pitts J.H.** A consistent HYLIFE wall design that withstands transient loading conditions. — In: *Proc. of the Fourth ANS Topical Meeting on the Technology of Controlled Nuclear Fusion*. King of Prussia, PA, 14—17 Oct., 1980.
28. **Wells W.** A system for handling divertor ion and energy flux based on lithium droplet cloud. — *Nucl. Technol./Fus.*, 1981, vol. 1, p. 120.
29. **Baranov V.** Liquid metal film flow for fusion application. — In: *Proc. of the Seventh Beer Sheva Int. Seminar on Liquid Metal Magnetohydrodynamics*, 1983.
30. **Bond A.** A liquid metal protected divertor for a demo reactor. — In: *Proc. of the 13th Symposium on Fusion Technology*. Varese, Italy, 1984, p. 1225.
31. **Liao C.** A feasibility assessment of liquid-metal divertors. — *Fus. Technol.*, 1992, vol. 21, p. 1845—1851.
32. **Muraviev E.** Liquid-metal-cooled divertor for ARIES. — *Fus. Eng. Design*, 1995, vol. 29, p. 98—104.
33. **Muraviev E.** Open surface MHD flow of liquid metal coolant in a rotating divertor target of a Tokamak fusion reactor. — *Magnetohydrodynamics*, 1995, vol. 31, p. 306.
34. **Мирнов С.В., Евтихин В.А.** Применение Ga и Li как материала лимитеров в токамаках Т-3М и Т-11М. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2005, вып. 4, с. 3—18.
35. **Gohar Y., Parker R., Rebut P.-H.** ITER blanket designs. — *Fusion Eng. Design*, 1995, vol. 27, p. 52—61.
36. **Kirillov I.R.** Alternate Concepts of the Divertor Targets Working Materials to the ITER. Oct. 1990, ITER-IL-PC-8-0-18.
37. **Chuyanov V.A.** Advanced Divertor Plates System Development Proposal. ITER EDA Memo, 1994.
38. **Shimomura Y.** ITER towards the construction. — *Fus. Eng. Design*, 2005, vol. 74, p. 9—16.

39. **Majeski R., Kaita R., Boaz M. et al.** Testing of liquid lithium limiter in CDX-U, — *Ibid.*, 2004, vol. 72, p. 121—132.
40. **Whyte D.G., Evans T.E., Wong C.P.C., West W.P., Bastasz R., Allaian J.P., Brooks J.N.** — Experimental observations of lithium as a plasma-facing surface in DIII-D toramak divertor. — *Ibid.*, p. 133—147.
41. **Zakharov L.E., Gorelenkov N.N., Whait R.B., Krasheninnikov S.I., Pereverzen G.V.** Ignited spherical tokamaks and plasma regimes with Li-Walls. — *Ibid.*, p. 149—168.
42. **Nygren R.E., Rognlien T.D., Rensink M.E. et al.** A fusion reactor design with a liquid first wall and divertor. — *Ibid.*, p. 181—221.
43. **Allaian J.P., Nieto M., Coventry M.D., Stubbers R., Ruzic D.N.** Studies of liquid-metal erosion and free surface flowing liquid lithium retention of helium at the University of Illinois. — *Ibid.*, p. 93—110.
44. **Morly N.B., Smolentsev S., Munipali R., Ni M.-J., Gao D., Abdou M.** Progress on the modeling of liquid metal, free surface, MHD flows for fusion liquid walls. — *Ibid.*, p. 3—34.
45. **Smith D.L.** Self-cooled liquid metal blankets, tokamak concept innovations. — In: Rep. of a Specialists Meeting Atomic Energy Agency and Held in Vienna, 13—17 Jan. 1986. IAEA-TECDOC-373, IAEA, Vienna, 1986, p. 414—417.
46. **Lyublinski I.E., Evtikhin V.A., Vertkov A.V., Saveliev B.G., Afanasjev N.M., Bobkov Yu.V., Khripunov B.I.** Development of the self-cooled Li—Li blanket module. — In: Intern. Workshop on Liquid Metal Blanket Experimental Activities. Abstracts. Paris, France. Sept. 16—18, 1997.
47. **Евтихин В.А., Люблинский И.Е., Вертков А.В., Михайлов В.Н., Коржавин В.М.** Коррозия и совместимость материалов бланкета ТЯР с жидким литием. — *Перспективные материалы*, 1999, № 1, с. 33—38.
48. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Afanasiev N.M., Chumanov A.N., Khripunov B.I., Petrov V.B., Shapkin V.V., Prokhorov D.Yu., Zhogolev V.E., Belan V.G., Konkashbaev I.K., Mirnov S.V., Nikandrov L.B., Lopatkin A.V., Muratov V.G., Sokolov Yu.A., Korzhavin V.M., Golubchikov L.G.** Design, calculation and experimental studies for liquid metal system main parameters in support of the liquid lithium fusion reactor. — *Fusion Energy*, 1998. IAEA, Vienna, 1999, IAEA-CSP-1/P, vol. 4, p. 1309—1312.
49. **Евтихин В.А., Люблинский И.Е., Вертков А.В., Чуманов А.Н., Бобков Ю.В., Шполянский В.Н., Афанасьев Н.М., Ежов Н.И.** Разработка экспериментального модуля литиевого бланкета для испытания в реакторе ИТЭР и его внешние жидкометаллические системы. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2003, вып. 4, с. 3—34.
50. **Giancarli L., Chuyanov V., Abdou M., Hong B.G., Lässer R., Pan C., Strebkov Y. and the TBWG Team.** — In: 12th Intern Conf. on Fusion Reactor Materials. Abstracts. 2005, Santa Barbara, California, 4—9 Dec., p. 96.
51. **Мазуль И.В.** Разработка и исследования энергонагруженных компонентов термоядерного реактора, контактирующих с плазмой. Автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук. ФГУП НИИЭФА, С.-Петербург, 2003.
52. **Pitts R.A., Coad J.P., Coster D.P., Federici G., Fundamenski W., Hogacek J., Krieger K., Kuskushkin A., Likonen J., Matthews G.F., Rubel M., Strachan J.D. and JET-EFDA contributors.** Material erosion and migration in tokamaks. — *Plasma Phys. Control. Fusion*, 2005, vol. 47, p. B303—B322.
53. **Technical Basis** for the ITER Final Design. ITER EDA DS No 24, IAEA, Vienna, 2002.
54. **Golubchikov L.G., Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Pistunovich V.I., Potapov I.N., Chumanov A.N.** Development of a liquid-metal fusion reactor divertor with a capillary-pore system. (Proc. of the ICFRM-7. Obninsk, Russia, Sept. 25—29, 1995). — *J. Nucl. Mater.*, 1996, vol. 233—237, p. 667—672.
55. **Евтихин В.А., Люблинский И.Е., Голубчиков Л.Г., Пистуневич В.И.** Разработка жидкометаллического дивертора ТЯР с капиллярно-пористой системой. — *Перспективные материалы*, 1997, № 1, с. 53—59.
56. **Евтихин В.А., Люблинский И.Е., Вертков А.В., Чуманов А.Н., Шполянский В.Н., Афанасьев Н.М., Ежов Н.И., Шаров Е.В.** Разработка литиевого дивертора термоядерного реактора. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 2001, вып. 2, с. 15—29.

57. **Евтихин В.А., Люблинский И.Е., Вертков А.В. и др.** Концепция литиевого дивертора и эксперименты в ее обоснование. — Там же, 2002, вып. 1—2, с. 17—39.
58. **Mirnov S.V., Azizov E.A., Evtikhin V.A., Lazarev V.B., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Prokhorov D.Yu.** Experiments with lithium limiter on T-11M tokamak and applications of the lithium capillary-pore system in future fusion reactor devices. — *Plasma Physics and Controlled Fusion*, 2006 (in press).
59. **Golubchikov L.G., Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Pistunovich V.I.** Development of a liquid metal divertor for thermonuclear reactors with a capillary-porous system. — *J. of Advanced Materials*, 1996, vol. 3, № 1, p. 49—55.
60. **Основы концепции** демонстрационного термоядерного реактора ДЕМО-С. Проект РФ ДЕМО. Часть IV. Описание конструкции систем и режимов работы реактора. ИЯС РНЦ «Курчатовский институт», М., 2000.
61. **Jepson D.W.** Some safety consideration of liquid lithium as a fusion breeder materials. — *Fusion Technol.*, 1986, vol. 10, № 3, Pt. 2B, p. 1211—1215.
62. **Субботин В.И.** Размышления об атомной энергетике. — СПб.: ОЭЭП РАН, 1995.
63. **Technical Basis** for the ITER final design. — In: ITER EDA DS № 24 (Radiological Source Terms), chapter 5.3, IAEA, Vienna, 2002.
64. **Veleskis E., Yonco R.M., Maroni V.A.** The current status of fusion reactor blanket thermodynamics. — In: *Thermodynamics of Nuclear Materials*. IAEA-SM-236/56. Vienna, IAEA, 1979, p. 3—30.
65. **Natesan K.** Influence of nonmetallic elements on the compatibility of structural materials with alkali metals. — *J. Nucl. Mater.*, 1983, vol. 115, p. 252—262.
66. **Тебус В.Н., Петров Б.В., Клабуков Ю.Г., Волошин Л.А.** Выделение трития из лития струйной возвратно-поточной неравновесной молекулярной дистилляцией. — *Атомная энергия*, 1998, т. 84, вып. 3, с. 260—269.
67. **Lyublinski I.E., Evtikhin V.A., Pankratov V.Yu., Krasin V.P.** Numerical and experimental determination of metals and alloys solubility in liquid lithium, lithium containing nonmetallic impurities, lead and lead-lithium eutectic. — *J. Nucl. Mater.*, 1995, vol. 224, p. 288—292.
68. **Lyublinski I.E., Krasin V.P., Evtikhin V.A.** The effect of solutes on thermodynamic activity of tritium in liquid lithium blanket of fusion reactor. — *Fusion Technol.*, 1995, vol. 28, № 3, Pt. 2, p. 1223—1226.
69. **Люблинский И.Е., Калинин Б.А., Чернов И.И., Красин В.П.** Требования к фазовому составу хромоникелевой аустенитной стали как материалу первой стенки и blankets ТЯР с литием в качестве теплоносителя и размножителя трития. — *Физика и химия обработки материалов*, 1987, № 1, с. 45—48.
70. **Люблинский И.Е., Демина Е.В., Евтихин В.А., Вертков А.В., Прусакова М.Д.** Коррозия хромомарганцевых малоактивируемых сталей в статическом и динамическом литии. — *Физика и химия обработки материалов*, 1992, № 2, с. 141—148.
71. **Евтихин В.А., Люблинский И.Е.** Коррозионно-механические исследования перспективных конструкционных материалов для жидкометаллического литиевого blankets термоядерного реактора. — *Перспективные материалы*, 1995, № 1, с. 52—60.
72. **Евтихин В.А., Люблинский И.Е., Вертков А.В.** Сравнительная оценка стойкости в потоке лития ванадиевых сплавов, хромистых и хромоникелевых нержавеющей сталей как возможных конструкционных материалов жидкометаллического blankets ТЯР. — Там же, 1996, № 1, с. 55—60.
73. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Pankratov V.Yu., Zaviatski L.P.** Vanadium alloys as structural materials for liquid lithium blanket of fusion reactors. — *J. Nucl. Mater.*, 1992, vol. 191—194, p. 924—927.
74. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Mikhailov V.N., Korzhavin V.M.** Corrosion and compatibility of fusion reactor blanket materials with liquid lithium. — *J. of Advanced Materials*, 1999, vol. 5, № 1, p. 31—37.
75. **Иванов Л.И., Платов Ю.М., Дедюрин А.И., Боровицкая И.В., Люблинский И.Е., Вертков А.В.** Исследование малоактивируемых сплавов для ядерной энергетике на основе диаграммы состояния V—Ga—Si. — *Перспективные материалы*, 2005, № 1, с. 31—37.
76. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V.** Technological and corrosion investigations of vanadium alloys in construction and service of liquid-metal stand test systems of fusion reactors. — *J. of Advanced Materials*, 1996, vol. 3, № 5, p. 397—401.

77. **Lyublinski I.E., Evtikhin V.A., Vertkov A.V. et al.** Solution of problems in material compatibility on lithium DEMO test module development for ITER. — In: Proc. of Intern. Workshop on Tritium Management and Corrosion Activities for Liquid Breeder Blankets. ENEA, Brasimone, Italy, 27—29 September, 2004.
78. **Kupriyanov I.B., Bazaleev E.N., Kurbatova L.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Evtikhin V.A.** Some features of beryllium corrosion behavior in Be—liquid Li—V—4Ti—4Cr alloy system. — *Fus. Eng. Design*, 2005, vol. 75—79, p. 885—889.
79. **Pint B.A., DeVan J.H., DiStefano J.R.** Temperature limits on the compatibility of insulating ceramics in lithium. — *J. Nucl. Mater.*, 2002, vol. 307—311, p. 1344—1350.
80. **Vertkov A.V., Lyublinski I.E., Evtikhin V.A.** Self-healing electrical insulating coating process for vanadium alloys-lithium systems. — *Fus. Eng. Design*, 2001, vol. 58—59, p. 731—735.
81. **Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Evtikhin V.A.** Experimental study of lithium MHD flow in slotted channel from V—4Ti—4Cr alloy. — *Ibid.*, 2005, vol. 75—79, p. 1071—1074.
82. **Евтихин В.А., Кириллов В.Б., Косухин А.Я., Люблинский И.Е.** Влияние неметаллических примесей на совместимость ванадия с жидким литием. — *Физико-химическая механика материалов*, 1986, т. 2, № 5, с. 45—48.
83. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V.** Compatibility of vanadium alloys and its weld joints in homogeneous and heterogeneous liquid lithium systems. — *J. Nucl. Mater.*, 1998, vol. 258—263, p. 1487—1491.
84. **Петров В.Б., Хрипунов Б.И., Шапкин В.В., Антонов Н.В., Плешаков А.С., Рупышев А.С., Соколов Ю.А., Люблинский И.Е., Вертков А.В., Евтихин В.А., Пистуневич В.И.** Облучение литиевой капиллярно-пористой структуры стационарным электронным пучком большой мощности в магнитном поле. — *ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез*, 1997, вып. 1—2, с. 34—43.
85. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V. et al.** Research of lithium capillary-pore systems for fusion reactor plasma facing components. — *J. Nucl. Mater.*, 2002, vol. 307—311, p. 1664—1669.
86. **Khripunov B.I., Petrov V.B., Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Shapkin V.V., Pleshakov A.S., Antonov N.V., Litnovsky A.M., Prokhorov D.Yu., Shpansky Yu.S.** Liquid lithium surface research and development. — *J. Nucl. Mater.*, 2003, vol. 313—316, p. 619—624.
87. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Belan V.G., Konkashbaev I.K., Nikandrov L.B.** Calculation and experimental investigation of fusion reactor divertor plate and first wall protection by capillary-pore systems with lithium. — *J. Nucl. Mater.*, 1999, vol. 271—272, p. 396—400.
88. **Evtikhin V.A., Ivanov L.I., Krokhin O.N., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Nikulin V.Ya., Polukhin S.N.** Investigation of the pulse plasma stream influence on the lithium capillary-porous system. — *Intern J. of Nuclear Research «Nukleonika»*, 2001, vol. 46, S.1, S113—S115.
89. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Azizov E.A., Mirnov S.V., Lazarev V.B., Sotnikov S.M.** Experimental Study on Tokamak Plasma Interaction with Lithium Capillary-Pore Systems. IAEA-CSP-8/C an IAEA CD-ROM, EXP4/21, IAEA, 2001.
90. **Mirnov S.V., Lazarev V.B., Sotnikov S.M., T-11M Team, Evtikhin V.A., Vertkov A.V.** Li-CPS limiter in tokamak T-11M. — In: Special Issue, 1st Intern. Workshop on Innovative Concepts for Plasma-Interactive Components in Fusion Devices. Osaka, Japan, May 23—25, 2002. *Design 65*, 2003, p. 455—465.
91. **Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V., Mirnov S.V., Lazarev V.B., Sotnikov S.M.** Test of lithium capillary-pore systems on the T-11M tokamak. — In: *Fusion Energy 2002. 19th Conf. Proc.*, Lyon, France, 14—19 October 2002, IAEA-CPS-19/CD, FT/P1-17, IAEA, 2003.
92. **Mirnov S.V., Azizov E.A., Lazarev V.B., Evtikhin V.A., Lyublinski I.E., Vertkov A.V.** Experiments with lithium limiter on T-11M tokamak and perspectives of the lithium capillary-pore system application in fusion. — In: 20th IAEA Fusion Energy Conf. (FEC 2004). Vilamura, Portugal, 1—6 November, 2004, EX/P5-25, Extended Synopses.

Статья поступила в редакцию 20 апреля 2006 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Термоядерный синтез, 2006, вып. 3, с. 3—26.