

ЗЕЛЕНАЯ



ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

Энглин Азизов, Павел Алексеев, Евгений Велихов,
Михаил Гуревич, Станислав Субботин и Александр Шимкевич

На недавно завершившемся саммите РИО+20 в Рио-де-Жанейро была заявлена необходимость технологических инноваций, в том числе и в энергетике, для так называемого «устойчивого развития» и были сформулированы требования к «зеленым» технологиям. Ядерные технологии, хотя многим это может показаться странным, при некоторых условиях идеально подходят под это определение. Прежде всего, ядерная энергетика имеет почти неограниченную ресурсную базу — урановую, ториевую и дейтериевую (с учетом запасов Мирового океана)

Энергия без опасности

Ядерная энергетика в нормальном эксплуатационном режиме не засоряет окружающую среду — ни атмосферу, ни воду, ни почву. В ряде случаев — например, в Арктике в ледовых условиях — это единственное приемлемое с точки зрения охраны окружающей среды решение.

Современные технологии позволяют надежно и в течение неограниченного срока хранить отходы ядерного топливного цикла и отработавшее оборудование.

Однако ахиллесовой пятой ядерной энергетике стали так называемые запроектные аварии, которые в течение полувека три раза угрожали ее существованию, — аварии на американской АЭС «Три-Майл-Айленд», в Чернобыле и в Фукусиме. Причины — неконтролируемый разгон реактора и потеря охлаждения.

Неконтролируемый разгон (Чернобыль), к сожалению, связан с одной из особенностей ядерного реактора — способностью к осуществлению самоподдерживающейся цепной реакции. Отказ от этого приведет к необходимости создания мощного нейтронного источника. В таком случае естественное решение — гибридный термоядерный реактор. Однако остается вторая проблема — съем остаточного энерговыделения реактора (Фукусима),

проще говоря — отвод тепла. Кардинальным решением здесь может быть отказ от накопления радиоактивных продуктов в топливных стержнях активной зоны реактора — второй «священной коровы» современной ядерной энергетике. Это возможно только при непрерывной очистке циркулирующего топлива, например в расплавленной соли. Дополнительное преимущество такой схемы — отсутствие давления в первом контуре реактора, что позволит уменьшить массу конструкций в реакторе и устранить источник механической аварии, внутренне присущей системам с газовым или водяным охлаждением. Охлаждение жидким металлом исключается из-за его взаимодействия с магнитным полем.

Технологической платформой для такого гибридного реактора может стать *ITER*, причем для него достаточен достигнутый сегодня в программе *ITER* научный и технологический уровень.

Таким образом, решение проблем безопасности будущей ядерной энергетике однозначно сводится к единственной возможности реализации внутренне самозащищенного ядерного энергоисточника — жидко-солевого гибридного токамака (*MSHT, Molten Salt Hybrid Tokamak*).

Платформа

Выполненные ранее разработки концепций крупных гибридных реакторов показали, что достаточная эффективность наработки топлива начинается с уровня нейтронных потоков на бланкет (система из лития, урана или тория, окружающая реактор) $0,2\text{--}1,0\text{ МВт/м}^2$. Первые предложения были основаны на весьма серьезных допущениях о параметрах и процессах в плазме и свойствах применяемых материалов. Их принципиальным недостатком стало постоянное наличие в активной зоне гибридного реактора-токамака большого избыточного количества делящегося материала и накопленных продуктов деления, что неприемлемо из-за серьезной потенциальной угрозы тяжелых аварий.

В более поздних работах, выполненных в российских лабораториях, были предложены компактные стационарные источники — токамаки с теплыми и сверхпроводящими магнитными системами, которые в стационарных условиях при дополнительной инжекции нейтральных пучков с энергией более 100 КэВ в плазму должны генерировать потоки нейтронов $0,2\text{--}0,3\text{ МВт/м}^2$. Предложение по компактным нейтронным источникам достаточно хорошо обосновано современной базой данных по физике и технологии токамаков и компьютерным моделированием. Основная проблема для такого типа источников заключается в том, что подобные сценарии работы рассчитаны на быстрый прогресс в создании эффективных методов неиндуктивного поддержания тока и материалов для высокоресурсной первой стенки реактора и дивертора (специальной устройства, служащего для приема потоков частиц и излучений с периферии плазменного шнура). Существуют и другие проблемы, препятствующие развитию таких систем.

ITER — проект экспериментального токамака-реактора, в котором на современном уровне впервые соединены плазмозфизические, электрофизические и ядерные технологии. Это позволит к 2030 г. продемонстрировать достижение мощности 500 МВт термоядерных реакций в 400-секундном рабочем цикле. Разработка *ITER* была выполнена ведущими научными институтами и лабораториями, инженерными, конструкторскими и технологическими центрами мира на основе мировой базы данных и теоретических исследований. К работе над реализацией проекта *ITER* привлечены крупные многопрофильные промышленные компании, созданы новые производства, материалы, новейшие эффективные технологии, информатика, физическая и технологическая диагностика. Для моделирования процессов в *ITER* были использованы программы высокого уровня и возможности суперкомпьютеров. В результате теоретических и экспериментальных исследований физики горячей плазмы в токамаках были определены основные характеристики *ITER* в индуктивном, или «гибридном», и стационарном сценариях.

Реализация

Из разработок следует, что *ITER* может генерировать нейтронные потоки на бланкеты от $0,35$ до $0,78\text{ МВт/м}^2$ при большой длительности, что позволяет использовать

такие потоки как для наработки топлива и энергии в гибридной схеме, с бланкетами, содержащими делящиеся ядра, так и для демонстрации использования энергии «чистого» термоядерного синтеза.

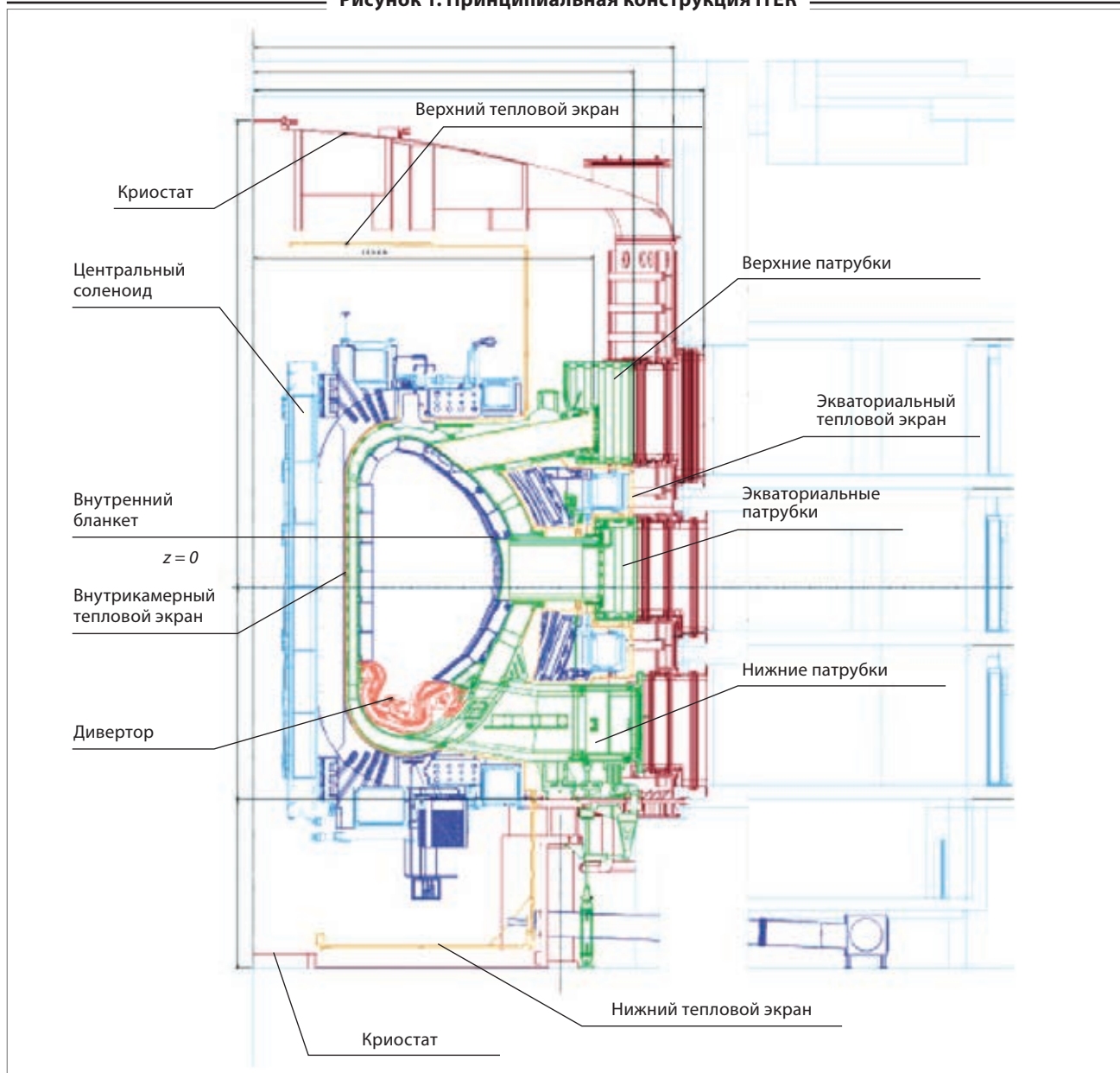
Жидкосолевая технология для бланкетов

Кроме решения проблемы безопасности, развитие крупномасштабной ядерной энергетики в XXI в. предусматривает переход к полному использованию энергетического потенциала урана-238 и тория-232 и устранение проблемы ресурсных ограничений, т.е. к необходимости эффективного бридинга (воспроизводства) ядерного топлива. Такую задачу наилучшим образом решают термоядерные источники нейтронов с подкритическим жидкосолевым бланкетом. Согласно представленной здесь концепции, для безопасного производства энергии предлагается использовать токамак с жидкосолевым бланкетом с ураном-233, а для эффективного бридинга ядерного топлива — токамак с жидкосолевым бланкетом с торием-232. Возможно совмещение этих процессов в различных секциях одного бланкета.

Концепция жидкосолевых реакторов (ЖСР) имеет примерно тот же возраст, что и ядерная энергетика в целом. Однако эта ядерно-химическая концепция принципиально отличается от традиционной концепции твердотопливных реакторов, поскольку может допускать коррекцию состава ядерного топлива без остановки реактора и позволяет исключить накопление продуктов деления в активной зоне. В одной остановке высокотемпературный энергоисточник может органично сочетаться с замкнутым ядерным топливным циклом.

Стартом использования жидкого топлива такого типа можно считать начало 50-х гг. прошлого века, когда в Ок-Риджской национальной лаборатории в США была принята программа исследовательских работ в целях создания высокотемпературного ядерного реактора с циркулирующим топливом для авиационного двигателя. Первый экспериментальный расплавносолевой реактор *ARE* начал функционировать в Соединенных Штатах в 1951 г. в рамках этой программы. В 1965 г. в той же лаборатории был запущен реактор *MSRE* с расплавносолевым циркулирующим топливом тепловой мощностью 8 МВт. Цель — проверить работоспособность отдельных узлов конструкции, отработать технологию топлива и теплоносителя, изучить динамику реакторов такого типа. В процессе четырехлетней кампании реактор успешно работал без изменения конструкции на всех основных видах делящегося топлива *235U* — *238U* и *233U* — *232Th*. (После остановки реактора и длительной выдержки топлива осуществлен его вывод из эксплуатации.) Позже концептуальные проекты и технические предложения были выполнены в Японии, Франции, СССР (России), КНР, Чехии. Жидкосолевая реакторная технология разрабатывается в рамках шести перспективных реакторных технологий международного проекта «Поколение-4». В соответствии с задачами этого проекта к 2030 г. должны появиться демонстрационные реакторы по каждому из этих направлений.

Рисунок 1. Принципиальная конструкция ITER



Размеры тороидальной вакуумной камеры *ITER*: внешний диаметр ~ 19,4 м, внутренний диаметр ~ 6,5 м, высота камеры ~ 11,3 м, толщина оболочки ~ 60 мм, расстояние между стенками камеры на внешней и внутренней стороне ~ 1,0 м и ~ 0,5 м соответственно. Оболочка камеры прогревается до 200° С, патрубки — до 250° С. Значительное место в камере отводится защитным бланкетам, покрывающим внутреннюю поверхность камеры, за исключением патрубков и дивертора. Они совместно с двухоболочечной вакуумной камерой экранируют от нейтронного потока сверхпроводящие катушки тороидального магнитного поля. Размеры защитных модулей бланкета — 1,40 x 1,00 x 0,45 м, общее количество модулей — 440. При разработке жидкосолевого гибридного токамака без изменения внешних габаритов вакуумной

камеры *ITER*, за счет уменьшения метаоболочного пространства, более эффективной радиационной защиты и сокращения числа патрубков возможно использовать большее пространство для размещения жидкосолевого бланкета. Толщина бланкета может быть выбрана в диапазоне от 0,45 до 1,00 м. При этом необходимо учитывать ограничения на температуру первой стенки. Она не должна превышать 600° С. Создание высокоресурсного дивертора пока остается не решенным для *ITER*. В настоящее время разработан ряд вариантов, которые позволяют надеяться на решение этой проблемы. Важной составляющей работы жидкосолевого гибридного токамака выступает воспроизводство трития, достаточного для обеспечения реактора топливом.

Ядерно-химическая концепция жидкосолевых реакторов развивается в НИЦ КИ совместно с ГК «Росатом», РАН и Чешской Республикой. На серии экспериментальных петель, включая реакторные петлевые исследования, была доказана принципиальная возможность практической реализации данной концепции и достижения высоких термодинамических параметров. Интерес к расплавносолевому топливу — теплоносителю на основе фторидов — связан с такими его свойствами, как пожаробезопасность, высокая температура кипения, низкое давление при высоких рабочих температурах, высокая радиационная стойкость и химическая инертность по отношению к воде и воздуху, возможность обеспечить всережимную естественную циркуляцию в контурах ядерно-энергетической установки, устойчивость к воздействию магнитных полей.

Для наработки новых делящихся материалов целесообразно использовать воспроизводящий жидкосолевой бланкет в такой конфигурации, чтобы он генерировал минимальное количество энергии, концентрируясь на производстве нейтронов. Здесь применяется мультиплицирующий эффект энергопроизводства. Непосредственно в термоядерной реакции создается энергия в форме высокоэнергетичного нейтрона (~ 14 МэВ). С учетом последующих ядерных реакций на сырьевых

изотопах можно получить примерно 1,7 новых ядер делящихся изотопов, которые после деления в делящихся бланкетах позволят выработать около 350 МэВ энергии. В качестве сырьевого изотопа целесообразно рассматривать торий-232, тогда тепловая энергия, выделяемая непосредственно в термоядерном источнике минимальна, а наработка урана-233 для делящихся бланкетов будет производиться в жидкотопливных ториевых бланкетах с глубоко подавленным делением (выведение протактиния-233 в онлайн-режиме из бланкетов с расплавом фторидов $FLiNaK$ и последующее использование урана-233 в бланкетах с расплавом $FLiBe$). Поскольку и во $FLiBe$, и во $FLiNaK$ присутствует достаточно лития, облучаемого нейтронами, то «зеленая» ядерная энергетика будет самообеспечиваться тритием, сжигаемым в жидкосолевом гибридном токамаке.

Несмотря на большой опыт использования солевых расплавов в различных промышленных технологиях, мало внимания уделялось изучению их электронной структуры, не говоря уже о тонком влиянии нестехиометрических солей или их окислительно-восстановительного потенциала (*redox*) на структурные, термодинамические, физико-химические, кинетические и коррозионные свойства жидких солей.

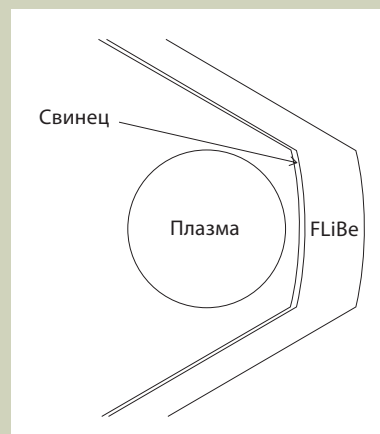
В качестве исходной модели для гибридной схемы токамака рассматриваем *ITER* (рис. 1). Расплавносолевой бланкет располагается между первой стенкой и катушками тороидального магнитного поля (рис. 2). Бланкет состоит из отдельных заменяемых модулей.

Модельные расчетные оценки коэффициента размножения, наработки трития и побочных радионуклидов в нейтронном поле *ITER* проводились в расплавносолевых бланкетах из $FLiBe$ и $FLiNaK$ по схеме, представленной на рис. 3. Температура расплава соли на входе в бланкет составляет ~ 550° С. Температура расплава соли на выходе из бланкета — ~ 600° С. Максимальная температура расплава соли — ~ 700° С. Материал стенки сосуда, содержащего расплав соли — хастеллой (Cr — 7% масс., Fe — 4% масс., Ni — 72% масс., Mo — 17% масс.), плотность — ~ 8,89 г/см³, средняя температура — ~ 620° С. Состав расплава солей в делятельном и воспроизводящем бланкетах (в молярных %) ($1,0 UF_4 + 57,0 LiF + 42,0 BeF_2$), плотность соли — ~ 2,3 г/см³ и ($30,0 THF_4 + 32,5 LiF + 8,1 NaF + 29,4 KF$), плотность соли — ~ 4,6 г/см³ соответственно. Использован природный литий с содержанием $Li-6$ ~ 7,5% ат. Расчетные оценки проводились с помощью программы *MCNP5* [14], библиотеки файлов оцененных ядерных данных *ENDF/B-VI* и программы подготовки ядерно-физических данных *NJOY99* для бланкетов толщиной 70 см. Результаты расчетных оценок показывают возможность создания энергосистемы на базе жидкосолевых гибридных токамаков как с самообеспечением топливом, так с расширенным воспроизводством топлива, включая тритий.



Рисунок 2. Пространство для размещения бланкета ТИН (вверху)

Рисунок 3. Расчетная модель бланкета жидкосолевого гибридного токамака



Концепция очистки соли в онлайн-режиме

Специалистами предлагается метод потенциометрического контроля и тонкого регулирования *redox*-потенциала солевого бланкета на основе расплава фторида лития путем кулонометрического титрования через твердый электролит катионов лития. Этот метрологически детерминированный метод позволяет не только измерять *redox*-потенциал с высокой точностью (± 5 мВ), но и с такой же точностью его поддерживать на заданном уровне тонким и реверсивным дозированием (тысячными долями ppm) атомов лития.

Для точного контроля окислительно-восстановительного потенциала расплава соли следует использовать электрохимический датчик термодинамической активности лития на твердом электролите с униполярной проводимостью по этому катиону. Такую мембрану можно сделать из $Li+\beta''$ -глинозема, что обеспечивает однозначное соответствие генерируемой на мембране ЭДС и термодинамической активности лития в жидкой среде, если в качестве электрода сравнения используется чистый жидкий литий.

Чтобы использовать твердую мембрану $Li+\beta''-Al_2O_3$ в качестве чувствительного элемента датчика термодинамической активности лития в жидких солях, следует исключить непосредственный контакт твердого электролита и расплавленной соли, одновременно обеспечив их эффективный обмен. Такая техническая задача решается, если отделить электролит $Li+\beta''-Al_2O_3$ от расплавленной соли жидкометаллическим измерительным электродом (например, из свинца или висмута) в слое войлока толщиной не более 0,1 мм из коррозионно-стойкого в расплавленных солях материала.

Использование жидкометаллического измерительного электрода позволяет создать инструмент прецизионного измерения и эффективное средство регулирования *redox*-потенциала солевого расплава в электрохимической ячейке типа $Mo|Li||Li+\beta''-Al_2O_3||Mo|Pb[Li]|соль [Li]$ (1), когда измерительный электрод $Pb[Li]$ кинетически организован так, что активность натрия в нем совпадает с активностью натрия в соли. Это легко обеспечить в тонком слое жидкого свинца между твердым электролитом и солью.

Принцип действия такого датчика основывается на измерении ЭДС электрохимической ячейки (1) высокоомным вольтметром. Измерительный электрод, непосредственно контактирующий с расплавом соли, об-

менивается с ней атомами лития, обеспечивая тем самым термодинамическое равновесие и защищая твердый электролит от коррозионного воздействия жидкой соли. ЭДС датчика лития определяется его термодинамической активностью в жидком свинце, соответственно, в жидкой соли, поскольку они находятся в термодинамическом равновесии по литию, что легко достигается благодаря высокой диффузионной подвижности его атомов и в расплаве соли, и в тонком слое жидкого свинца.

Датчик лития, позволяющий прецизионно измерять *redox*-потенциал солевого расплава, можно также использовать в качестве реверсивного насоса атомов лития в жидкую соль и обратимо из нее. Поскольку между твердым электролитом и расплавом соли помещен тонкий жидкометаллический электрод, то приложение к ячейке (1) небольшого избыточного положительного (или отрицательного) потенциала приведет к переносу катионов лития из электрода сравнения в измерительный электрод (и наоборот).

Таким образом, можно тонко регулировать *redox*-потенциал солевого расплава и поддерживать его на любом уровне с высокой точностью (± 5 мВ). Важно, чтобы контроль и регулирование этого параметра обеспечивали поддержание заданного качества солевой композиции, минимизировали скорость коррозии конструктивных материалов во всем контуре и гарантировали эффективную экстракцию из нее заданных.

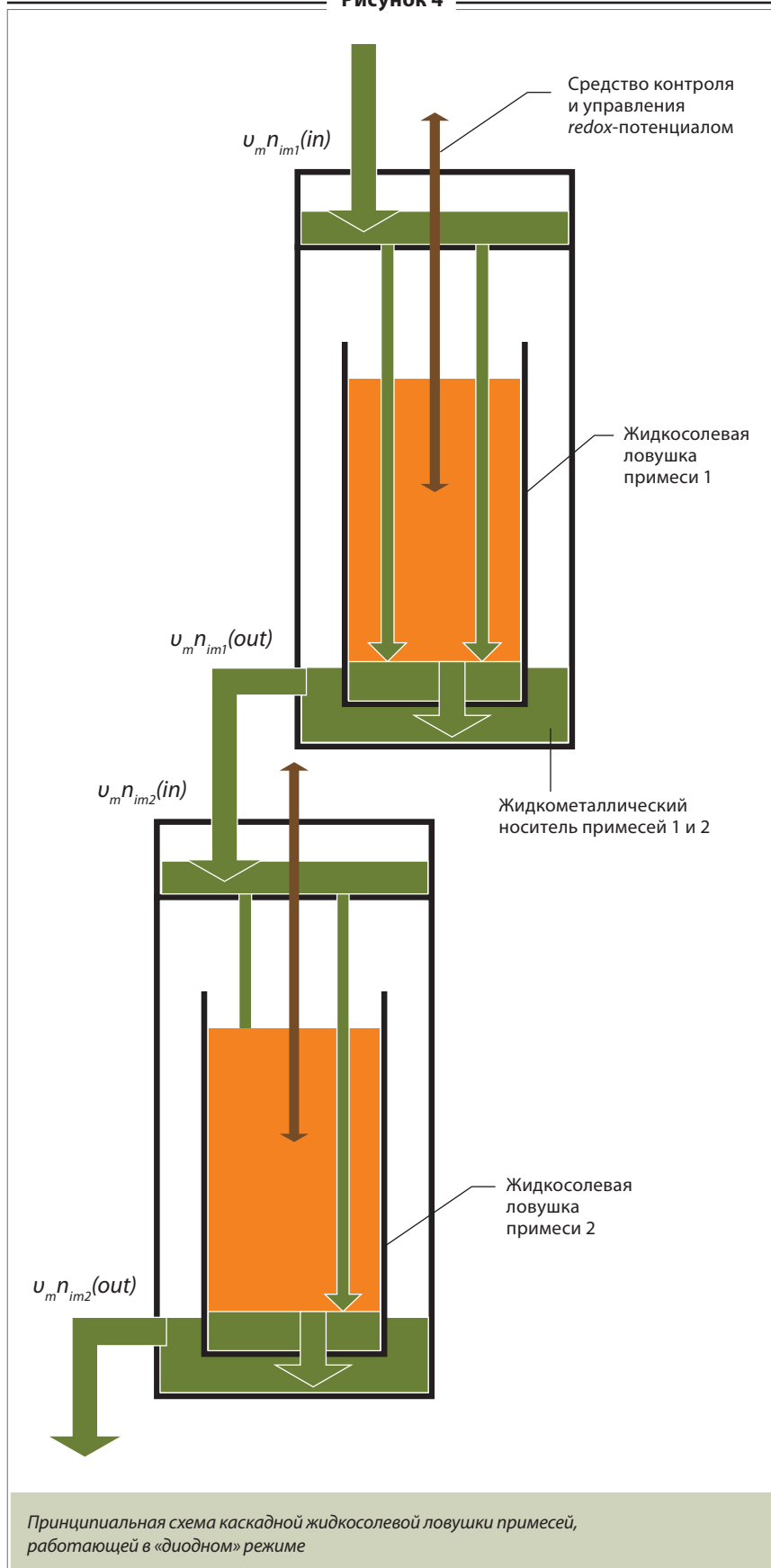
Чтобы результативно управлять составом жидкой соли в бланкете и эффективно удалять радионуклиды, которые возникают в нем за счет ядерных реакций при облучении соли нейтронами, нужно предельно минимизировать потенциал электроосаждения. Для этого примеси должны находиться в соли в состоянии, близком к нейтральным атомам металлов, растворимость которых в солях не превышает 10^{-6} атомной доли. Тогда схема переноса металлического радионуклида при его гальванической экстракции концептуально выражается рис. 5. Видно, что справа в массообменнике уровень Ферми располагается выше уровня примеси, а слева в ловушке (рис. 4) — ниже его. Это означает, что в правом солевом электроде все примеси находятся в виде атомов металлов, а в левом солевом электроде одна из них может существовать только в виде молекул соли. Тогда эта примесь через жидкометаллический носитель концентрируется в первом каскаде ловушки, показанной на рис. 4.

Особенность каскадной ловушки — то, что *redox*-потенциал соли в каскадах разный. Первый настроен так, чтобы уровень Ферми оказался ниже самого высокого энергетического уровня одной из удаляемых примесей и выше всех остальных. Тогда они не принимаются этим каскадом, который представляет собой сток только первой примеси, поскольку ее равновесная термодинамическая активность в этом каскаде оказывается существенно меньше, чем в жидкометаллическом носителе.

Таким образом, каскад ловушки выступает как диод, для одной примеси потенциал Ферми открывает сток, а для других — его «запирает». На втором каскаде открывается сток для второй примеси и продолжает работать сток для первой, и т.д.

При эффективной экстракции примеси из соли в массообменнике и из жидкометаллического носителя в каскадной ловушке лимитирующим фактором очистки бланкета становится расход его соли через массообменник.

Рисунок 4

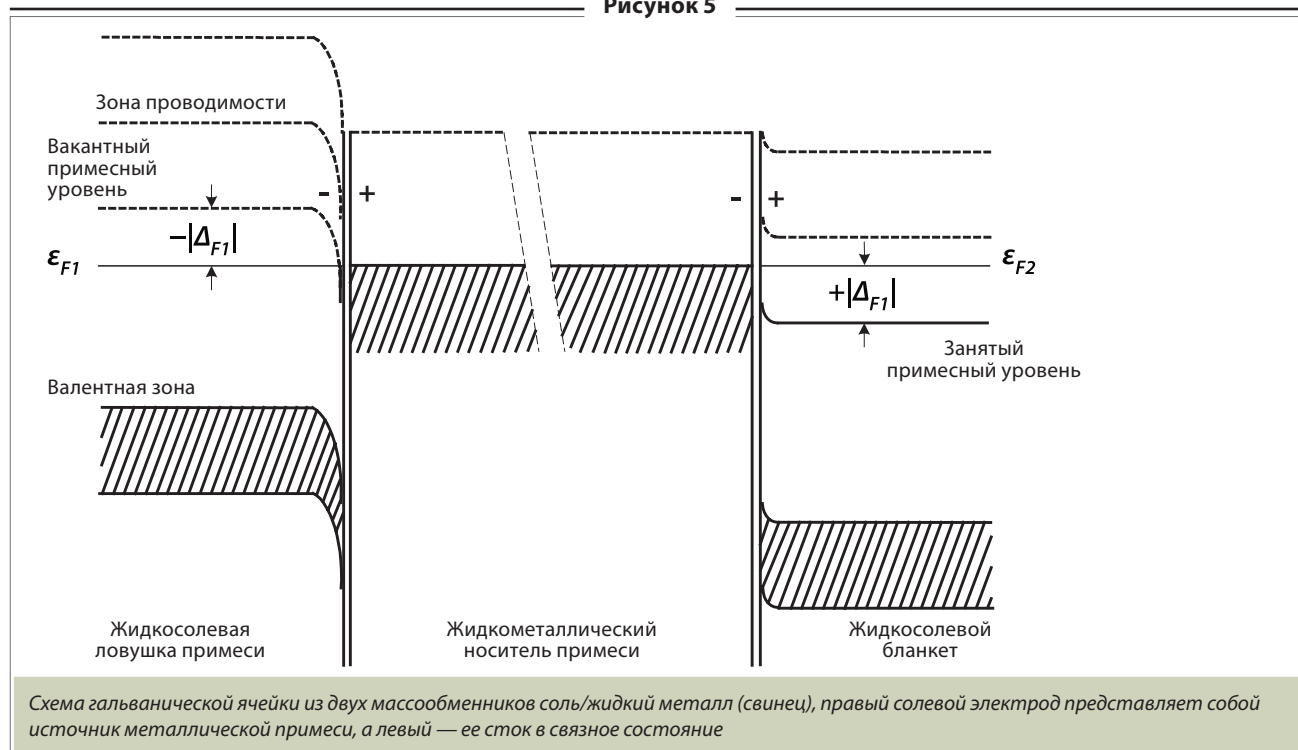


Выводы

Современные вызовы обуславливают необходимость создания нового поколения ядерных гибридных энергетических систем с исключением проблем, связанных с угрозами разрушительных аварий и распространения оружейных материалов, накоплением долгоживущих радиотоксичных отходов, угрозами существенных инвестиционных потерь в условиях ограниченности капитала, экономических кризисов, быстрых инфляционных процессов и быстрого истощения ресурсов ядерного топлива. Такая «зеленая» ядерная энергетика может быть реализована, например, на основе концепции внутренне самозащищенных ядерных энергоисточников — жидкосолевых гибридных токамаков (расплавносолевых подкритических blankets с внешними источниками термоядерных нейтронов), в которых осуществляются самообеспечение топливом и эффективное преобразование энергии. В будущем подобные жидкосолевые гибридные термоядерные реакторы разных типов смогут гораздо больше — экологически чисто и безопасно удовлетворить все основные требования человечества. Для запуска этого поколения термоядерных гибридных энергетических систем достаточно использовать современные и появляющиеся сегодня ядерные технологии, разработку которых нужно начинать прямо сейчас. ■

Подготовил Валерий Чумаков

Рисунок 5



ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ ЛИТЕРАТУРА

- 1. Азизов Э., Гладуш Г., Докука В., Хайрутдинов Р. и др. Использование компактных токамаков в качестве источников нейтронов для решения проблем ядерной энергетики // ВАНТ, серия «Термоядерный синтез», 2009, вып. 3, с. 3–9.
- 2. Азизов Э., Гладуш Г., Лопаткин А., Лукасевич И. Гибридные системы на основе токамака для наработки топлива и утилизации отработавшего ядерного топлива // Атомная энергия, 2011, т. 110, вып. 2, с. 84–88.
- 3. Алексеев П., Азизов Э., Велихов Е., Лопаткин В., Смирнов В., Стребков Ю., Субботин С., Филатов О., Цибульский В., Шимкевич А. Использование термоядерных нейтронов в ядерной энергетике / XXXVI международная (Звенигородская) конференция по физике плазмы и УТС. 9–13 февраля 2009 г.
- 4. Велихов Е., Глухих В., Гурьев В., Кадомцев Б., Колбасов Б. и др. Гибридный термоядерный реактор-токамак для производства делящегося топлива и электроэнергии // Атомная энергия, 1978, т. 45, вып. 1, с. 3–9.
- 5. Алексеев П., Дудников А., Прусаков В., Субботин С., Шимкевич А., Яковлев В. Расчетно-экспериментальные исследования высокопоточного расплавносолевого реактора // В сб. трудов 13-й Российской конференции по физической химии и электрохимии расплавленных шлаков и твердых электролитов. Екатеринбург: УОРАН, 2004.
- 6. Azizov E., Dokuka V., Kovan L. Investigations of VNS for minor actinides transmutation on base of spherical tokamaks with aspect ratio $A = 2$. In: Workshop on Blanket and Fusion Reactor Concepts for Transmutation of Minor Actinides. San Diego, USA, 2001.
- 7. Azizov E., Arefiev Y., Gladush G., Dokuka V. et al. The VNS concept on the base of tokamak JUST-T for transmutation of minor actinides. Plasma Devices and Operations, 2003, vol. 11, p. 279.
- 8. Azizov E., Arefiev Y., Buzhinskij O., Gladush G., Dokuka V. et al. Plasma-physical and electrophysical aspects of the compact stationary neutron source on the basis of tokamak. Plasma Devices and Operations., 2005, vol. 13, p. 167.
- 9. Grimes W. Reactor chemistry division annual progress report for period ending. ORNL-3913. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN, December 31, 1965.
- 10. Powers W., Cohenj S., Greene N. Physical properties of molten reactor fuels and coolants // Nuclear science and engineering, 1963, 71, pp. 200–211.
- 11. MSR Program Semiann. Progr. Rept. Feb. 29, 1968, ORNL-4254.
- 12. Spiewak I., Weinberg A. Inherent Safety Reactors. Ann. Rev. Energy, N 10, 1986, pp. 431–460.
- 13. Alekseev P., Shimkevich A. On voltage-sensitive managing the redox-potential of MSR fuel composition // In Proceedings of 16th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE16), Orlando, Florida, USA, Paper ICONE16-48176, 2008.
- 14. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987 (April, 2003).
- 15. NJOY99.0 Code System For Producing Pointwise And Multigroup Neutron And Photon Cross Sections From ENDF/B Data. RSICC Peripheral Shielding Routine Collection. Oak Ridge National Laboratory. Documentation for PSR-480/NJOY99.0 Code Package (March 2000).
- 16. Alekseev P., Shimkevich A. On fine management of fuel composition in molten salt reactors // International Journal of Nuclear Energy Science and Engineering (IJNESE), final paper NESE-10020, 2012, Vol. 2 No. 2 2012 PP. www.ijnese.org, World Academic Publishing.