

СТАТЬИ

УДК 621.039.5

ЖИДКОСОЛЕВОЙ РЕАКТОР ДЛЯ ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ПО ВСЕМ АКТИНОИДАМ

*Игнатьев В.В., Кормилицын М.В., Кормилицына Л.А., Семченков Ю.М.,
Федоров Ю.С., Фейнберг О.С. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва),
Крюков О.В., Хаперская А.В. (Госкорпорация «Росатом», г. Москва)*

На установках сооружаемого на площадке Горно-химического комбината Опытного-демонстрационного центра, использующих инновационные технологии регенерации ядерных материалов, начиная с 2020 г. будет перерабатываться отработавшее ядерное топливо ВВЭР-1000. После отработки всех технологических переделов этот центр станет базовой основой для создания завода РТ-2, который обеспечит экологически и экономически приемлемую систему обращения с отработавшим ядерным топливом ВВЭР-1000, -1200.

В соответствии с технологической схемой образующийся поток высокоактивных отходов, содержащий долгоживущие актиноиды, направляется на кондиционирование для организации хранения и захоронения в виде остеклованных отходов первого класса. Извлечение фракций долгоживущих актиноидов и их направление вместе с плутонием на дожигание в жидкосольевой реактор-сжигатель, интегрированный с Опытным-демонстрационным центром, позволит сократить объем высокоактивных отходов первого класса и даст возможность обращаться с оставшейся частью как с радиоактивными отходами второго или после выдержки третьего класса. В состав демонстрационного центра входит комплекс исследовательских камер, которые могут быть использованы для организации фракционирования трансурановых элементов и их подготовки к передаче в топливный цикл ЖСР-С.

Для работы с топливными загрузками, содержащими трансурановые элементы, необходимы реакторные установки, позволяющие варьировать состав топлива, сохранять внутренне присущие свойства безопасности реактора

без изменения конструкции активной зоны и обеспечить минимально возможные невозвратные потери актиноидов при рециклировании. Гетерогенные реакторные системы с быстрым спектром нейтронов могут быть использованы для дожигания трансурановых элементов. Однако введение актиноидов в топливную композицию приводит к усложнению конструкции этих реакторов, значительным потерям делящихся материалов при рециклировании и удорожанию изготовления топлива. Одной из наиболее перспективных реакторных установок, позволяющих решать задачи сжигания трансурановых элементов, является ЖСР-С с циркулирующим топливом на основе расплавов фторидов металлов. Его основные преимущества заключаются в возможности широко варьировать содержание актиноидов в топливной соли без потери свойств внутренне присущей безопасности реактора и отсутствии операций, связанных с изготовлением ТВЭЛов. Расплавы фторидов металлов за счет высоких коэффициентов разделения между актиноидами и лантаноидами позволяют при работе ЖСР-С организовать эффективную систему очистки топливной соли от растворимых продуктов деления, существенно сократить время топливного цикла и невозвратные потери актиноидов при многократном рециклировании по сравнению с гетерогенными реакторами.

Таким образом, ЖСР-С, используя преимущества, связанные с жидкостной структурой топлива, открывает перспективы значительного улучшения ядерно-энергетической технологии применительно к замыканию ядерного топливного цикла по всем актиноидам.

Жидкосольевой реактор-сжигатель. Предполагается, что ядерный топливный цикл с



Р и с. 1. Топливный цикл ядерно-энергетической системы с ЖСР-С

ЖСР-С будет организован следующим образом: основная часть регенерированного урана и плутония возвращается в тепловые и быстрые реакторы, оставшиеся трансурановые элементы передаются на утилизацию в ЖСР-С (рис. 1).

В НИЦ «Курчатовский институт» с 2000 г. проводились комплексные исследования, которые включали нейтронно-физические расчеты конфигураций активной зоны ЖСР-С с заданными характеристиками безопасности, получение экспериментальных данных об основных физических и физико-химических свойствах топливной соли, изучение совместимости топливной соли с конструкционными материалами, методов контроля и управления химическим состоянием расплавленной топливной соли [1]. Накопленный в настоящее время опыт позволяет перейти от изучения расчетных и экспериментальных возможностей ЖСР-С к конкретным техническим и технологическим решениям.

Внутренне присущими свойствами ЖСР-С являются следующие:

минимальное количество паразитных поглотителей и как следствие меньшее количество делящихся материалов в активной зоне;

глубокое выгорание топлива с минимальными потерями актиноидов при рециклировании;

гибкость топливного цикла — возможность работы с топливом различного нуклидного со-

става без специальных модификаций активной зоны;

переработка топлива на месте — не требуется временное хранилище для выдержки и транспортировка отработанного ядерного топлива;

большой к.п.д. благодаря высокой температуре топливной соли.

Техническая реализуемость ЖСР-С не вызывает сомнений. Конфигурация, материалы и характеристики топливного контура ЖСР-С выбирались прежде всего из соображений технологической обоснованности. ЖСР-С имеет активную зону полостного типа с быстрым спектром нейтронов. Возможность создания высокой плотности нейтронного потока и отсутствие конструкционных материалов в активной зоне, приводящие к оптимизации нейтронного баланса, а также возможность коррекции состава топливной соли без останова реактора создают благоприятные условия для сжигания трансурановых элементов. Скорость сжигания прямо пропорциональна энергонапряженности активной зоны.

В ЖСР-С в качестве растворителя фторидов трансурановых элементов выбран экспериментально изученный расплав молярного состава $73\text{LiF}—27\text{BeF}_2$. Растворимость в нем трифторидов трансурановых элементов при молярной доле дифторида бериллия в расплаве 0,27 и минимальной температуре в топливном контуре $600\text{ }^{\circ}\text{C}$ составляет более 2%. Расчеты показывают, что ЖСР-С с растворителем данного состава, стартующий на трансурановых элементах с отношением $\text{Np} + \text{Am} + \text{Cm}/\text{Pu} + \text{Np} + \text{Am} + \text{Cm} = 0,1$, может использовать в качестве топливной подпитки любой состав с отношением до 0,35 без изменения конструктивных и температурных параметров топливного контура. Это позволяет ЖСР-С тепловой мощностью 2,4 ГВт утилизировать до 250 кг актиноидов в год [2].

Для расплавов фторидов металлов сравнительно просто решается их совместимость с конструкционными материалами [1]. Сплав на основе никеля типа ХН80МТЮ совместим с топливной солью, и его коррозия слабо зависит от содержания в расплаве различных микропримесей. Жидкосольевые топливные композиции на основе фторидов имеют высокую радиационную стойкость. Давление насыщенных паров этих солей не превышает атмосферного до $1300\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Жидкосолевые фторидные композиции не вступают в экзотермические реакции с водой, воздухом или другими веществами, с которыми могут контактировать в условиях ядерного реактора. В ЖСР-С невозможно паро- или газовыделение, которое могло бы привести к повышению давления и тем самым разрушить конструкцию реактора или защитной оболочки. Это облегчает решение проблем радиационной безопасности.

Для создания бокового и торцевых отражателей активной зоны, размещенных внутри корпуса реактора, предлагается использовать графит или высоконикелевый сплав ХН80МТЮ. Радиационная стойкость материалов этих конструкций определяет верхнюю границу допустимой энергонапряженности активной зоны ЖСР-С. Если для графита решающее значение имеет повреждение под действием флюенса быстрых нейтронов, то для высоконикелевых сплавов существенным является снижение пластичности при температуре выше 500 °С, связанное с образованием гелия по границам зерен, процесс, вызываемый как быстрыми, так и тепловыми нейтронами. Анализ показывает, что для получения приемлемого срока службы торцевых и радиальных отражателей (не менее 5 лет) удельная энергонапряженность не должна превышать 150 Вт/см³. В противном случае частый останов для замены отражателя приведет к уменьшению коэффициента нагрузки реактора. Кроме того, при данном ограничении энергонапряженности не возникает проблем теплоотвода от активной зоны, а также необходимости увеличения жаростойкости и жаропрочности конструкционных материалов топливного и промежуточного контуров. Срок службы корпуса реактора, изготовленного из сплава ХН80МТЮ, составит не менее 50 лет.

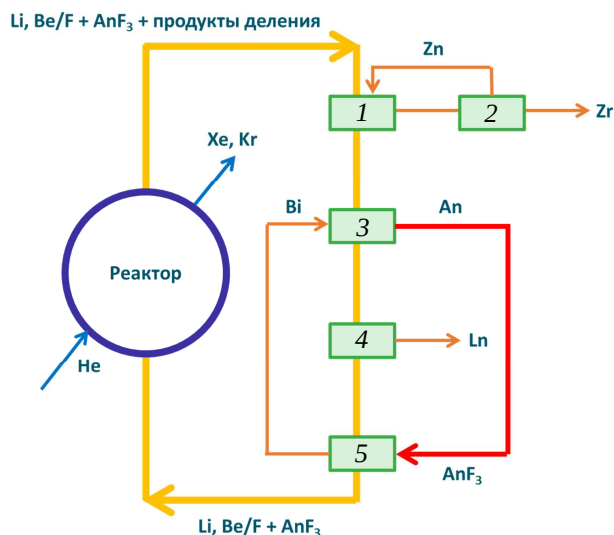
Топливный цикл. ЖСР-С представляет собой комплекс собственно ядерного реактора и системы переработки ядерного топлива. Объем топливной соли в ЖСР-С тепловой мощностью 2,4 ГВт составляет 50 м³, половина этого объема находится в активной зоне. Помимо контура с жидким топливом, организован байпасный контур, в котором расплавленная топливная соль непрерывно корректируется путем очистки от примесей, удаления продуктов деления и подпитки свежим топливом.

Предварительные процедуры очистки топлива от загрязнителей (бора, кадмия или лантаноидов) не представляют проблем, поскольку их в сырье обычно нет. Соединения LiF и BeF₂, как правило, в небольшом количестве содержат серу в виде сульфатного иона, фториды трансурановых элементов — оксиды и оксифториды, все компоненты — воду, легко гидролизуются до оксидов и оксифторидов при повышенной температуре. Методы очистки аналогичны используемым для подготовки материалов в известных инженерных решениях — обработка при высокой температуре ~600 °С смесью газов H₂ + HF, затем чистым водородом в оборудовании из никеля или меди для восстановления сульфата до сульфида и его удаления в виде H₂S, удаления Cl⁻ в виде HCl и перевода оксидов и оксифторидов во фториды. Окончательная обработка водородом служит для восстановления FeF₃ и FeF₂ до нерастворимого железа и удаления NiF₂, который мог образоваться при гидрофторировании. Очистка может обеспечить чистый и однородный топливный материал для начальной работы реактора и подпитки топлива свежим.

Операции коррекции состава топливной соли включают непрерывное удаление барботированием криптона и ксенона, добавление трансурановых элементов для замещения выгоревшего делящегося материала, рециклирование всех актиноидов, выведение растворимых продуктов деления, преимущественно редкоземельных элементов, оксидов, нерастворимых благородных и полублагородных продуктов деления и поддержание окислительно-восстановительного потенциала топлива на требуемом уровне. Время полного цикла переработки топливной соли составляет 2 года, что соответствует расходу топливной соли через контур переработки ~70 л в сутки.

Технологическая схема переработки топливной соли ЖСР-С состоит из трех основных частей — удаление газообразных продуктов деления, выведение малорастворимых благородных и полублагородных металлов и очистка от растворимых в топливной соли продуктов деления — лантаноидов и коррозионных примесей (рис. 2).

Система отвода газообразных продуктов деления ксенона, криптона, трития основана на их малой растворимости в топливной соли. Газообразные продукты деления быстро мигрируют к границе раздела соль—газ и переходят в газовую фазу. Для увеличения объема газовой



Р и с. 2. Схема рециклирования актиноидов и выведения растворимых продуктов деления из топливной соли ЖСР-С: 1 — экстракция циркония в жидкий металл (кадмий, цинк или висмут); 2 — дистилляция жидкого металла; 3 — восстановительная экстракция актиноидов в жидкий металл; 4 — очистка от лантаноидов; 5 — рециклирование актиноидов

фазы в байпасном контуре устанавливается барботер, насыщающий топливную соль гелием. В байпасном контуре устанавливается также сепаратор, в котором разделяются газовая и жидкая фазы. Из сепаратора гелий поступает в систему газоочистки реакторной установки. Основными задачами системы отвода газообразных продуктов деления являются надежное охлаждение баков-отстойников, периодическая замена фильтров и герметичность контура циркулирующего радиоактивного газа.

Для сбора циркулирующих в топливной соли малорастворимых продуктов деления (благородных и полублагородных металлов) предусмотрена фильтрующая секционная система с большой поверхностью на основе никеля, расположенная в байпасе реакторного контура, так как эти продукты деления могут образовывать отложения на внутренних поверхностях топливных коммуникаций. Основным требованием к системе является поддержание низких потерь давления, что достигается распараллеливанием основного потока топливной соли.

Для очистки топливной соли от растворимых продуктов деления и лантаноидов может быть использована экстракция в жидкий металл (кадмий, цинк или висмут). На стартовом этапе проводится экстракция в жидкий металл циркония, затем экстракция актиноидов и очистка

топливной соли от лантаноидов. На завершающем этапе переработки осуществляется восстановительная экстракция актиноидов в топливную соль. Коэффициент распределения актиноидов и лантаноидов в системе Li, Be/F—жидкий висмут по отношению к плутонию при 600 °C равен 6 для кюрия, 3000 — для неодима, $25 \cdot 10^3$ — для лантана.

От продуктов коррозии топливная соль очищается ее пропусканием через фильтрующие системы.

Образующиеся при переработке топлива ЖСР-С радиоактивные отходы могут быть направлены на установки Опытного-демонстрационного центра на кондиционирование как отходы второго или после выдержки третьего класса и хранение до захоронения.

Закключение. Полномасштабный ЖСР-С тепловой мощностью 2,4 ГВт позволит сжигать годовой объем производимых в Опытном-демонстрационном центре актиноидов и ~500 кг регенерированного плутония, производя при этом 1 ГВт электроэнергии. Технологические особенности ЖСР-С, связанные с непрерывной циркуляцией топливной соли, позволяют реализовать также непрерывную отгонку легколетучих короткоживущих радионуклидов, таких, как ^{99}Mo и ^{131}I , организовав выпуск радиоизотопной продукции. Оценки показывают, что жидко-солевая реакторная установка мощностью 1 МВт может производить ^{99}Mo активностью ~1900 ТБк [3].

Создание полномасштабного ЖСР-С предполагается предварить строительством экспериментальной реакторной установки мощностью до 50 МВт для демонстрации работы с разным составом трансурановых элементов в топливной соли, обработки процессов и оборудования.

Технические и технологические возможности площадки Горно-химического комбината позволяют разместить ЖСР-С в непосредственной близости от установок переработки отработавшего ядерного топлива, связав его инфраструктурно с Опытным-демонстрационным центром. Промышленная площадка комбината имеет необходимые инженерные коммуникации, автомобильные и железнодорожные подъездные пути, площади для складского хозяйства, системы теплоэнергоснабжения, водоснабжения, электрические сети.

Извлечение из высокоактивных отходов переработки отработавшего ядерного топлива долгоживущих актиноидов и их последующая утилизация в ЖСР-С позволят замкнуть ядерный топливный цикл по актиноидам, сократить объем высокоактивных отходов переработки отработавшего топлива ВВЭР-1000, -1200, снизить затраты на длительное хранение и последующее захоронение и тем самым повысить коммерческую привлекательность и общественную приемлемость ядерной энергетики.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Новиков В.М., Игнатьев В.В., Федулов В.И., Чередников В.Н. Жидкосолевые ЯЭУ: перспективы и проблемы. М.: Энергоатомиздат, 1984.
2. Игнатьев В.В., Фейнберг О.С., Загнитко А.В. и др. Жидкосолевые реакторы — новые возможности, проблемы и решения. — Атомная энергия, 2012, т. 112, вып. 3, с. 157—165.
3. Татауров А.Л., Фейнберг О.С. Жидкосолевой реактор для производства ^{99}Mo . — Там же, 2017, т. 122, вып. 5, с. 250—253.

Поступила в Редакцию 18.02.18

УДК 621.039.566.6

УПРОЩЕННАЯ МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ И РЕАЛИЗАЦИЯ ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ТИПА РБМК

Загребаяев А.М., Залужная Г.А., Наумов В.И. (НИЯУ МИФИ, г. Москва)

Вывод ядерных энергоблоков из эксплуатации является сложной и многогранной задачей, одним из аспектов которой является оптимальное использование отработавшего топлива. Так, повторное применение отработавшего топлива остановленного РБМК в других реакторах позволяет сэкономить значительное количество свежего топлива — от десятков до сотен и даже тысяч ТВС [1]. Однако есть возможность оптимизации топливного ресурса не только в других реакторах, но и внутри каждого энергоблока АЭС за счет внутренних перестановок ТВС.

Физические и конструктивные особенности РБМК (возможность перестановок ТВС в процессе работы) позволяют реализовать разные подходы к формированию критической загрузки без подпитки свежим топливом, например, выгружая наиболее выгоревшее топливо или формируя многозонную, в частности, двухзонную загрузку с размещением выгоревшего топлива на периферии [2]. Есть принципиальная возможность продлить работу выводимого из эксплуатации реактора за счет соответствующего структурирования топливной загрузки активной зоны и тем самым употребить энергоресурс невыгоревшего топлива.

Цель настоящей статьи — с помощью простой модели оценить возможность и эффективность использования остаточного ресурса ядерного топлива за счет внутренней реструктуризации активной зоны при снижении мощности в процессе вывода из эксплуатации.

Математическая модель динамики спектра ТВС по энерговыработке. Для проведения исследований возможности применения энергоресурса выводимого из эксплуатации реактора предлагается следующая математическая модель динамики спектра ТВС по энерговыработке:

$$\frac{\partial n(E, t)}{\partial t} = -\frac{\partial q(E, t)}{\partial E} - S(E, t) + F(E, t), \quad (1)$$

где $\partial n(E, t)/\partial t$ — изменение числа ТВС с энерговыработкой в интервале от E до $E + dE$ в момент времени t ; $\partial q(E, t)/\partial E$ — число ТВС, увеличивающих свою энерговыработку за уровень $E + dE$ в момент времени t ; $S(E, t)dE$ — число ТВС с энерговыработкой в интервале от E до $E + dE$, выгружаемых из реактора в момент времени t (скорость выгрузки); $F(E, t)dE$ — число ТВС с энерговыработкой в интервале от E до $E + dE$, загружаемых в реактор в момент времени t (скорость загрузки).

Уравнение (1) получено из следующих балансных соображений: изменение числа ТВС $(\partial n/\partial t dE)$ в единицу времени с энерговыработкой в интервале от E до $E + dE$ в момент времени t определяется их уменьшением за счет выгорания $q(E + dE, t) - q(E, t) = \partial q/\partial E dE$, выгрузкой $S(E, t)dE$ и увеличением за счет загрузки из бассейнов выдержки или других реакторов $F(E, t)dE$. Связь между выгоранием ТВС $q(E, t)$