

возможность зарастания отверстия соединительного канала посредством конденсации карбоната цезия. Полученные результаты согласуются с рассчитанными методом решения линейного уравнения диффузии [11].

Работа выполнена при финансовой поддержке грантов РФФИ (№ 18-07-00712, 17-08-00339, 18-08-00107, 18-08-00495, 19-29-02018) и НИЦ «Курчатовский институт» (приказ № 1808 от 14.08.2019).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Васильковский В.С., Андреев П.В., Зарицкий Г.А. Проблемы космической энергетики и роль ядерных энергетических установок в их решении. — В сб.: Межд. конф. «Ядерная энергетика в космосе-2005». Москва—Подольск, 2005, т. 1, с. 20—25.
2. Любимов Д.Ю., Николаев Ю.В., Шумилов А.А. Влияние продуктов деления на фазовый состав достехиометрического диоксида урана в тепловыделяющих элементах термоэмиссионных электрогенерирующих каналов. — Материаловедение, 2008, № 3(132), с. 34—42.
3. Гонтарь А.С., Гриднев А.А., Любимов Д.Ю. Анализ физико-химических процессов в многоэлементном ЭГК с сообщающимися полостями твэла и межэлектродного зазора. — Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 4, с. 216—224.
4. Выбыванец В.И., Любимов Д.Ю., Корюкин В.А. Моделирование работы долгоресурсного термоэмиссионного преобразователя с ядерным нагревом. — Там же, 2015, т. 118, вып. 4, с. 323—326.
5. Синявский В.В. Методы и средства экспериментальных исследований и реакторных испытаний термоэмиссионных электрогенерирующих сборок. М.: Энергоатомиздат, 2000.
6. Коган М.Н. Динамика разреженного газа. М.: Наука, 1967. 440 с.
7. Аристов В.В., Черемисин Ф.Г. Расщепление неоднородного кинетического оператора уравнения Больцмана. — Докл. АН СССР, 1976, т. 231, № 1, с. 49—52.
8. Черемисин Ф.Г. Консервативный метод вычисления интеграла столкновений Больцмана. — Доклады РАН, 1997, т. 357, № 1, с. 53—56.
9. Коробов Н.М. Тригонометрические суммы и их приложения. М.: Наука, 1989. 240 с.
10. Розанов Л.Н. Вакуумная техника. М.: Высшая школа, 1990.
11. Любимов Д.Ю., Федик И.И., Шумилов А.А. Влияние продуктов деления на выходную мощность термоэмиссионных ЭГК с сообщающимися и разделенными полостями твэла и межэлектродного зазора. — Атомная энергия, 2011, т. 110, вып. 6, с. 321—327.

Поступила в Редакцию 23.10.19

УДК 621.039.542.44

ОБ ОПТИМАЛЬНОМ РЕЖИМЕ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНОИДОВ В ЖИДКОСОЛЕВОМ РЕАКТОРЕ

Белогов М.Н., Волков И.А., Модестов Д.Г., Рыкованов Г.Н., Симоненко В.А., Хмельницкий Д.В.
(ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ им. академика Е.И. Забабахина», г. Снежинск, Челябинская обл.)
e-mail: m.n.belonogov@vniitf.ru

Одной из приоритетных задач ядерной энергетики является уменьшение объема накопленных радиоактивных отходов путем утилизации ядер нептуния, америция и кюрия, содержащихся в отработавшем ядерном топливе, и при возможности долгоживущих продуктов деления. Для конкретизации указанного состава Np , Am и Cm будем использовать обозначение $MA_{OЯТ}$ — минорные актиноиды отработавшего ядерного топлива. В нашей стране в качестве одного из подходов к решению этой задачи предлагается их трансмутация в жидкосолевоом реакторе-сжигателе ЖСР-С [1—3]. Под трансмутацией подразумевается перевод в продукты деления ядер $MA_{OЯТ}$ и актиноидов, образовавшихся при их взаимодействии с нейтронами и в

результате распада. К преимуществам ЖСР-С можно отнести отсутствие необходимости изготавливать топливные таблетки и твэлы, возможность организации непрерывной или порционной переработки топливной композиции, что позволяет минимизировать запас реактивности на выгорание, и возможность достижения высокой производительности трансмутации $MA_{OЯТ}$ благодаря их высокому содержанию в топливе [1].

Различные проекты жидкосолевоых реакторов как в виде критических реакторных установок, так и подкритических систем с внешним источником нейтронов [4] рассматриваются достаточно давно: отечественные проекты MOSART [5] и реактор с быстрым спектром

нейтронов на основе эвтектики LiF—NaF—KF молярного состава, %: 46,5LiF—11,5NaF—42KF [6], французский проект графитового реактора-сжигателя трансурановых элементов AMSTER [7], американский проект подкритической системы TIER [8], чешский проект реактора с быстрым спектром нейтронов SPHINX [9].

Характеристики режимов работы специализированного реактора должны в максимальной степени обеспечивать решение поставленных перед ним задач. Применительно к ЖСР-С необходимо обеспечить требуемую производительность трансмутации $\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$ при минимизации наработки других радиоактивных отходов, кроме продуктов деления, и при минимизации потребления урана и плутония как основных компонентов ядерного топлива энергетических реакторов. При этом производительность трансмутации должна быть слабо чувствительна к технологически допустимым вариациям состава загружаемой топливной композиции. Требуемая производительность может определяться, например, возможностями годовой переработки отработавшего топлива в опытно-демонстрационном центре, создаваемом на Горном химическом комбинате [10].

Цель настоящей статьи — определение оптимальных характеристик трансмутации $\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$ в ЖСР-С и режимов работы, в которых они реализуются, на основе нейтронно-физических расчетов и расчетов изменения нуклидного состава идеализированной системы в приближении бесконечной однородной среды. При этом не рассматриваются вопросы, связанные с растворимостью солей актиноидов, коррозионной стойкостью конструкционных материалов, технологией переработки топливной композиции, теплогидравлическими процессами в активной зоне и во втором контуре, особенностями конструкции корпуса. Учет этих факторов для любой реальной установки, по-видимому, приведет к ухудшению характеристик трансмутации $\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$ по сравнению с полученными оптимальными значениями.

Из сравнительного анализа концептуальных проектов жидкосолевых реакторов с разным уровнем проработки, что не принципиально, следует, что при концентрации фторидов актиноидов ~3 мол. % в топливной композиции, характерной для реактора MOSART, для обеспечения критичности необходимо добавлять ядер-

ное топливо энергетических реакторов [5, 11]. При высокой концентрации фторидов актиноидов, как в проекте БЖСР (~30%), наоборот, для поддержания критичности требуется выгружать из реактора плутоний, который содержит в большом количестве ^{238}Pu [6]. Исходя из этого, можно ожидать, что есть диапазон концентрации в топливной композиции, для которого в максимальной степени реализуются функции ЖСР-С:

из топливной композиции не требуется извлекать актиноиды;

топливо подпитки содержит преимущественно $\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$, и, следовательно, масса трансмутируемых в реакторе изотопов этих элементов близка к массе извлекаемых из него продуктов деления.

Расчетная методика. Изучение возможности реализации оптимального режима трансмутации в ЖСР-С и основных закономерностей, связанных с переносом нейтронов и изменением нуклидного состава, проводилось с использованием программного комплекса ПРИЗМА+РИСК и нейтронных констант ENDF/B-VII.1 на модельной системе в виде бесконечной среды [12—14]. Такая система позволяет выделить общие, характерные для различных вариантов ЖСР-С закономерности трансмутации $\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$, обусловленные нейтронно- и ядерно-физическими процессами в активной зоне.

Переработка топливной композиции моделировалась следующим образом. Длительность переработки не учитывалась. Из топливной композиции удалялись все продукты деления и добавлялось эквивалентное количество топлива подпитки, состоящее из $\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$. Если при этом система оказывалась подкритической $K_{\text{эф}} < 1$, то для достижения критического состояния часть содержащихся в топливе подпитки $\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$ заменялась плутонием. И, наоборот, если система находилась в надкритическом состоянии, из топливной композиции извлекалась часть находящегося в ней плутония и заменялась топливом подпитки из $\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$ эквивалентной массы. В соответствии с изложенным алгоритмом моделирования переработки топливной композиции концентрация фторидов актиноидов C_a поддерживалась одинаковой на начало каждой кампании. При этом под кампанией понимается время работы системы, за которое перерабатывается весь объем активной зоны. При одинаковой для

каждой кампании технологии переработки топлива система асимптотически выходит в равновесный режим трансмутации МА_{ОЯТ}, если он существует и устойчив. В этом режиме на протяжении двух любых кампаний характеристики реактора, включая нуклидный состав топливной композиции, изменяются одинаково со временем.

Развитие технологии жидкосолевых реакторов для трансмутации МА_{ОЯТ} предполагает длительную эксплуатацию в режиме, близком к равновесному, с возможными вариациями состава топливной композиции. Топливная соль асимптотического состава может использоваться при замене корпуса или при пуске нового ЖСР-С, если конструкционные ресурсы соответствующего оборудования исчерпаны. Руководствуясь такими соображениями, в работе для разных вариантов модельной системы определялись оптимальные характеристики трансмутации МА_{ОЯТ} в равновесном режиме и время выхода на этот режим.

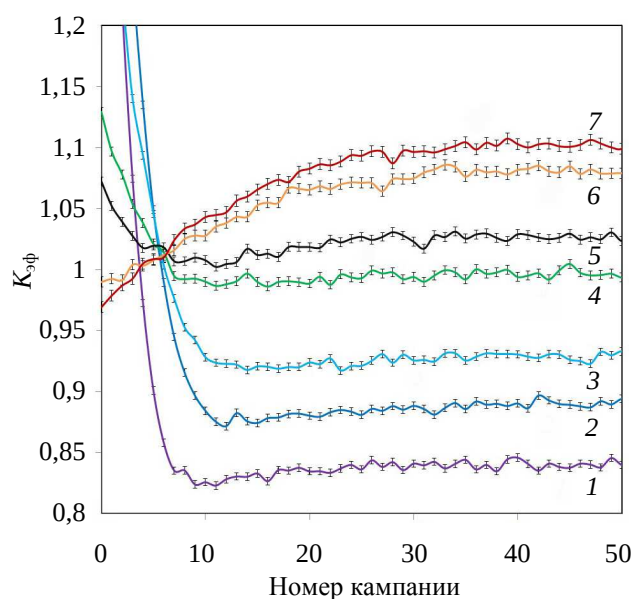
В расчетах температура топливной композиции принималась равной 650 °С, удельная тепловая мощность в системе 100 кВт/л, кампания 300 эф. сут [6, 15]. Изотопный состав плутония и МА_{ОЯТ} в стартовой загрузке соответствует их составу в отработавшем топливе реактора типа ВВЭР-1000 с глубиной выгорания 35 ГВт·сут/т, что характерно для большинства действующих энергоблоков, выдержкой 10 лет и рассчитан с использованием программного комплекса ПРИЗМА+РИСК.

В состав солевых растворителей, рассматриваемых в качестве возможных кандидатов для ЖСР-С, входят фториды легких ядер Li, Be, Na, K [16]. Можно ожидать относительно слабое влияние солевого растворителя на нейтронно-физические характеристики системы. В работе рассматривалась эвтектика LiF—NaF—KF, обладающая наибольшим среди других пределом растворимости фторидов актиноидов — более 20 при 650 °С [17, 18].

Выбор оптимальной концентрации актиноидов. При оптимальной концентрации актиноидов в топливной композиции осуществляется равновесный режим трансмутации МА_{ОЯТ}, при котором из топливной композиции удаляются только продукты деления, топливо подпитки содержит только МА_{ОЯТ}, на начало кампании с некоторым запасом обеспечивается

критичность реактора $K_{эф} = 1,01—1,03$. Оптимальная концентрация актиноидов находилась путем варьирования начальной C_a в топливной композиции. Временная зависимость $K_{эф}$ при разной начальной концентрации показана на рис. 1. Видно, что оптимальный равновесный режим трансмутации реализуется при концентрации фторидов ~8 мол. %. При этом достигается максимально возможная производительность трансмутации МА_{ОЯТ} ~0,31 т при тепловой мощности 1 ГВт за кампанию 300 эф. сут. Состав топливной композиции — концентрация фторидов актиноидов C_b , их изотопный состав и масса m_b , пересчитанные на тепловую мощность 1 ГВт (объем активной зоны 10 м³), в равновесном режиме на начало кампании для данного варианта модельной системы приведены в табл. 1.

Влияние состава топливной композиции и режимов ее переработки на характеристики трансмутации. Влияние изотопного состава МА_{ОЯТ} в топливе подпитки на нейтронно-физические характеристики системы в равновесном режиме оценивали для варианта с оптимальной концентрацией фторидов актиноидов $C_a \sim 8$ мол. % путем варьирования в широких пределах соотношения двух основных нуклидов ²⁴¹Am и ²³⁷Np. Рассматривался также изотопный состав МА_{ОЯТ}, соответствующий составу в отработавшем топливе реакторов типа ВВЭР-1000 с



Р и с. 1. Изменение $K_{эф}$ системы на начало кампании при концентрации фторидов актиноидов в топливной композиции 3 (1), 4 (2), 5 (3), 7 (4), 8 (5), 10 (6), 11 мол. % (7) (указана статистическая погрешность расчетов $K_{эф}$ 2σ)

Таблица 1. Равновесный состав топливной композиции на начало кампании для модельной системы с $C_a = 8$ мол. %

Элемент (фторид)	C_i , %	Изотопный состав, % по массе	m_i , т
Pu (PuF_3)	4,28	$^{238}Pu_{0,468}$ $^{239}Pu_{0,160}$ $^{240}Pu_{0,201}$ $^{241}Pu_{0,032}$ $^{242}Pu_{0,139}$	4,69
U (UF_4)	0,41	$^{234}U_{0,681}$ $^{235}U_{0,159}$ $^{236}U_{0,160}$ $^{238}U_{2,52 \cdot 10^{-4}}$	0,44
Np (NpF_4)	0,96	^{237}Np	1,05
Am (AmF_3)	1,62	$^{241}Am_{0,733}$ $^{242m}Am_{0,055}$ $^{243}Am_{0,212}$	1,79
Cm (CmF_3)	0,73	$^{242}Cm_{0,096}$ $^{243}Cm_{0,025}$ $^{244}Cm_{0,599}$ $^{245}Cm_{0,155}$ $^{246}Cm_{0,098}$	0,82
MA (MAF_n)	3,31	$^{247}Cm_{0,017}$ $^{248}Cm_{0,011}$	
Актиноиды	8	$Np_{0,286}Am_{0,490}Cm_{0,224}$	3,66
		$U_{0,05}Pu_{0,535}MA_{0,416}$	8,79

повышенной глубиной выгорания (табл. 2). Состав рассчитан с использованием программного комплекса ПРИЗМА+РИСК путем моделирования кампании ВВЭР-1000 и согласуется с экспериментами [19, 20]. Видно, что при характерном для ВВЭР-1000 выгорании топлива влияние изотопного состава $MA_{OЯТ}$ в топливе подпитки на $K_{эф}$ системы слабое (в пределах $\sim 1\%$), несмотря на достаточно сильные различия в равновесном изотопном составе актиноидов в топливной композиции. При использовании $MA_{OЯТ}$ из отработавшего топлива реакторов типа ВВЭР-1000 с более высокой глубиной выгорания наблюдается рост $K_{эф}$ за счет увеличения в топливе подпитки кюрия, обладающего хорошими делящимися свойствами, особенно ^{245}Cm и ^{243}Am , из которого кюрий нарабатывается. В этом случае оптимальный режим трансмутации $MA_{OЯТ}$ достигается при меньшей концентрации фторидов актиноидов в топливной композиции, что является положительным качеством при эксплуатации реактора. Поэтому далее будет рассматриваться вариант модельной системы с составом $MA_{OЯТ}$, соответствующим отработавшему топливу реактора типа ВВЭР-1000 с глубиной выгорания 35 ГВт·сут/т и выдержкой

10 лет как имеющий более высокую оптимальную концентрацию фторидов актиноидов в топливной композиции.

Для оценки влияния солевого растворителя на характеристики трансмутации были рассмотрены варианты модельной системы с топливной композицией на основе солей $LiF-BeF_2$, $LiF-BeF_2-NaF$ и $KCl-MgCl_2$ молярного состава, %: $73LiF-27BeF_2$, $15LiF-27BeF_2-58NaF$, $67KCl-33MgCl_2$ соответственно [2, 3, 21]. Результаты расчетов $K_{эф}$ и средней по спектру плотности потока нейтронов энергии приведены в табл. 3. При концентрации фторидов 8 мол. % различия средней энергии нейтронов составляют не более 10%, $K_{эф}$ совпадает в пределах статистической погрешности расчетов 2 σ . Это свидетельствует о том, что для рассматриваемой системы оптимальная концентрация актиноидов и спектральный состав нейтронного излучения относительно слабо зависят от вида солевого растворителя.

Влияние режима переработки состава топливной композиции на трансмутацию $MA_{OЯТ}$ оценивалось варьированием ее частоты в течение кампании 300 эф. сут. Результаты расчетов $K_{эф}$ на начало кампании в равновесном режиме

Таблица 2. $K_{эф}$ на начало кампании и масса актиноидов на конец кампании для модельной системы в равновесном режиме с $C_a = 8$ мол. %

Вариант	$K_{эф}$ ($1\sigma \leq 0,7\%$)	Масса, т					
		U	Pu	$MA_{OЯТ}$	Np	Am	Cm
$^{237}Np_{0,399}Am_{0,586}Cm_{0,015}$ — 35 ГВт·сут/т и выдержка 10 лет	1,024	0,44	4,69	3,36	0,93	1,61	0,82
$^{237}Np_{0,25}^{241}Am_{0,75}$	1,014	0,44	4,82	3,24	0,60	2,05	0,59
$^{237}Np_{0,5}^{241}Am_{0,5}$	1,017	0,5	4,95	3,01	1,17	1,42	0,42
$^{237}Np_{0,75}^{241}Am_{0,25}$	1,019	0,56	5,09	2,78	1,78	0,76	0,24
$^{237}Np_{0,494}Am_{0,447}Cm_{0,059}$ — 50 ГВт·сут/т, выдержка 5 лет	1,048	0,43	4,51	3,56	1,14	1,24	1,18
$^{237}Np_{0,407}Am_{0,446}Cm_{0,147}$ — 70 ГВт·сут/т, выдержка 5 лет	1,086	0,34	4,12	4,06	0,92	1,21	1,93

Таблица 3. Характеристики системы на начало кампании в равновесном режиме с разным солевым растворителем при $C_a = 8$ мол. %

Солевой растворитель	$K_{эф}$ ($1\sigma \leq 0,4\%$)	$\langle E_n \rangle$, МэВ
LiF—NaF—KF	1,024	0,4
LiF—BeF ₂	1,018	0,39
LiF—BeF ₂ —NaF	1,015	0,42
KCl—MgCl ₂	1,023	0,45

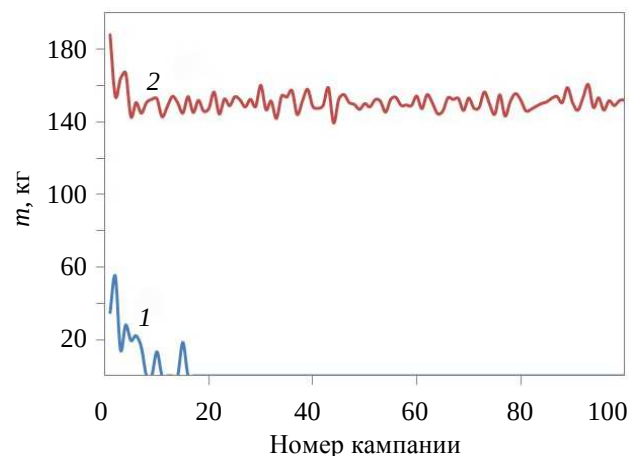
трансмутации приведены в табл. 4. Видно, что при фиксированной длительности кампании размножающие свойства системы почти не зависят от частоты переработки топлива.

Характеристики трансмутации при выходе в равновесный режим. Для изучения характеристик трансмутации МА_{ОЯТ} с учетом времени выхода в равновесный режим были выполнены расчеты для нескольких вариантов с разной концентрацией фторидов актиноидов C_a — как выше, так и ниже оптимальной при $K_{эф} \sim 1,01$. В табл. 5 для тепловой мощности 1 ГВт приведены результаты расчетов в виде средней энергии нейтронов и массы m_i актиноидов в топливной композиции на старте (н) и в равновесном режиме на конец кампании (р). Масса плутония в топливной композиции при высокой концентрации фторидов (30 мол. %) снижается за счет улучшения делительных свойств актиноидов с ростом энергии нейтронов.

На рис. 2 для модельной системы с концентрацией фторидов актиноидов 3 и 8 мол. % при-

Таблица 4. $K_{эф}$ системы с $C_a = 8$ мол. % в равновесном режиме трансмутации МА_{ОЯТ} при разной частоте переработки топлива

Частота переработки	$K_{эф}$	$1\sigma, 10^{-3}$
1	1,024	3,7
3	1,026	3,4
10	1,029	3,2

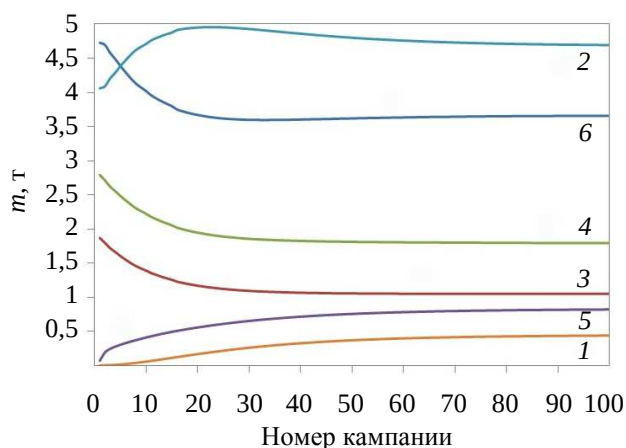


Р и с. 2. Зависимость массы плутония в топливе подпитки при концентрации фторидов актиноидов в топливной композиции 8 (1) и 3 мол. % (2) от кампании

ведена масса загружаемого плутония. Из приведенных зависимостей можно оценить время, после которого масса плутония в топливе подпитки остается почти одной и той же, в пределах флуктуаций, связанных с точностью методики расчета, включая алгоритм подбора концентрации для обеспечения критичности системы. По отношению к трансмутации МА_{ОЯТ}

Таблица 5. Характеристики системы при разной концентрации фторидов актиноидов, тепловой мощности 1 ГВт и кампании 300 эф. сут

Состав, т	C _а , мол. %									
	3		5		8		15		30	
	<E _п >, МэВ									
	0,29		0,34		0,4		0,52		0,68	
	Режим									
	н	р	н	р	н	р	н	р	н	р
m _U	—	0,03	—	0,14	—	0,44	—	0,68	—	0,45
m _{Pu}	2,09	2,13	3,06	3,36	4,06	4,69	4,97	5,16	3,86	2,45
m _{MA}	1,29	0,92	2,53	1,78	4,73	3,36	10,96	9,78	25,88	26,54
m _{Np}	0,51	0,14	1,00	0,39	1,87	0,93	4,33	3,49	10,22	10,52
m _{Am}	0,76	0,35	1,49	0,78	2,79	1,61	6,47	5,21	15,28	14,58
m _{Cm}	0,02	0,42	0,04	0,61	0,07	0,82	0,16	1,08	0,38	1,44



Р и с. 3. Зависимость массы U (1), Pu (2), Np (3), Am (4), Cm (5), MA_{ОЯТ} (6) в топливной композиции объемом 10 м³ при тепловой мощности 1 ГВт для варианта с C_a = 8 мол. % от кампании (на начало кампании)

это время, несмотря на продолжающееся изменение от кампании к кампании концентрации нуклидов, можно рассматривать как время выхода в равновесный режим — каждую кампанию реактор потребляет и нарабатывает одно и то же количество актиноидов, а небольшие флюктуации реактивности системы, связанные с изменением нуклидного состава топливной композиции, можно компенсировать с помощью системы управления. Как следует из рис. 3, длительность выхода на равновесный режим трансмутации имеет разброс в диапазоне 5—10 лет, что связано с методом ее оценки.

В табл. 6 для рассмотренных вариантов модельной системы приведены характеристики трансмутации в равновесном режиме за одну кампанию. Масса загружаемых в реактор MA_{ОЯТ} m_{MA} при концентрации не выше оптимальной соответствует массе трансмутируемых MA_{ОЯТ} Δm_{TMA} . В этом случае положительные значения m_{Pu} — это масса потребляемого энергетического плутония, необходимого для поддержания критичности системы. Видно, что с ростом концентрации фторидов потребление плутония

Т а б л и ц а 6. Масса загружаемых и трансмутируемых актиноидов в равновесном режиме при тепловой мощности 1 ГВт за кампанию 300 эф. сут

Масса, т	C _a , мол. %				
	3	5	8	15	30
m_{MA}	0,16	0,23	0,31	0,54	0,80
m_{Pu}	0,15	0,08	0	−0,23	−0,49
Δm_{TMA}	0,16	0,23	0,31	0,31	0,31

уменьшается и при концентрации, равной оптимальной, реактор сжигает только MA_{ОЯТ}.

При концентрации актиноидов выше оптимальной масса подвергшихся трансмутации MA_{ОЯТ} $\Delta m_{TMA} = m_{MA} - |m_{Pu}| \sim 0,31$ т максимальна и равна разности массы загружаемых MA_{ОЯТ} и выгружаемого при переработке топливной композиции плутония (отрицательные значения m_{Pu}), который содержит в большом количестве высокоактивный ²³⁸Pu. Исходя из основного функционального назначения ЖСР-С как специализированной установки для утилизации радиоактивных отходов путем трансмутации MA_{ОЯТ}, накопление в процессе эксплуатации значительного количества высокоактивных актиноидов представляется неприемлемым.

Интегральные характеристики трансмутации MA_{ОЯТ} в виде массы загруженных (включая начальную загрузку) в реактор M_{MA} (з) и плутония M_{Pu} (з), выгруженного плутония M_{MA} (в) без учета оставшегося в топливной композиции по окончании эксплуатации и оцененная из баланса актиноидов в топливной композиции с учетом времени выхода на равновесный режим суммарная масса утилизированных ΔM_{MA} за 10, 20 и 50 кампаний продолжительностью 300 эф. сут каждая приведены в табл. 7.

Основываясь на анализе приведенных данных, можно отметить следующее. При малом сроке эксплуатации реактора (до 10 кампаний) значительный вклад в суммарную массу загруженных актиноидов вносит их начальная загрузка, вследствие чего суммарное потребление энергетического плутония слабо отличается для разных вариантов (см. табл. 5). После 10 кампаний загрузка и выгрузка актиноидов при переработке топливной композиции почти соответствуют равновесному режиму (см. табл. 6).

При эксплуатации реактора в течение 50 кампаний для варианта с C_a = 3 мол. % суммарная загрузка, включая начальную, составит ~8,9 т MA_{ОЯТ}, ~9,5 т энергетического плутония, при этом будет трансмутировано ~8 т MA_{ОЯТ}. При оптимальной концентрации фторидов актиноидов C_a = 8 мол. % будет трансмутировано в 2 раза больше MA_{ОЯТ} ~16 т при их суммарной загрузке 20 т и потреблении плутония ~4,3 т. Для варианта с C_a = 15 мол. % за это же время при таком же количестве трансмутированных MA_{ОЯТ}, как в режиме с оптимальной concentra-

Таблица 7. Интегральные характеристики режима трансмутации при тепловой мощности 1 ГВт и кампании 300 эф. сут

Масса, т	C _a , мол. %				
	3	5	8	15	30
10 кампаний					
M _{MA} (з)	2,6	4,4	7,3	15	32,2
M _{Pu} (з)	3,5	3,9	4,3	5	3,9
M _{Pu} (в)	0*	0	0	1,2	3,5
ΔM _{MA}	1,6	2,3	3,1	3,1	3,1
20 кампаний					
M _{MA} (з)	4,2	6,7	10,4	20,2	40,4
M _{Pu} (з)	5	4,7	4,3	5	3,9
M _{Pu} (в)	0	0	0	3,4	8,6
ΔM _{MA}	3,2	4,6	6,2	6,2	6,2
50 кампаний					
M _{MA} (з)	8,9	13,6	19,7	36,4	64,6
M _{Pu} (з)	9,5	7,1	4,3	5	3,9
M _{Pu} (в)	0	0	0	10,3	23,6
ΔM _{MA}	8	11,5	15,5	15,5	15,5

*При концентрации фторидов актиноидов ниже оптимальной не требуется извлекать плутоний из топливной композиции.

цией фторидов актиноидов (~16 т), потребуется загрузить ~5 т плутония и ~36 т МА_{ОЯТ}. При этом в результате переработки топливной композиции будет накоплено ~10 т плутония, содержащего ~6 т ²³⁸Pu. Еще большее количество такого плутония будет накоплено в варианте C_a = 30 мол. %.

При переходе к системе конечных размеров характеристики трансмутации изменятся. Эффект можно оценить по результатам предварительных расчетов для цилиндрической системы объемом ~30 м³, как у реактора MOSART. Оптимальный режим трансмутации МА_{ОЯТ} реализуется при концентрации фторидов актиноидов в топливной композиции C_a = 10—11 мол. %, при концентрации 3 мол. % трансмутация МА_{ОЯТ} в равновесном режиме снизится со 160 кг (см. табл. 6) до 90—100 кг при тепловой мощности 1 ГВт, что согласуется с данными [3].

Заключение. На примере модельной системы по результатам расчетов нейтронно-физических характеристик и изменения нуклидного состава топлива показано существование оптимального равновесного (асимптотического) ре-

жима трансмутации МА_{ОЯТ} в ЖСР-С, при котором добавляется топливо подпитки, содержащее только МА_{ОЯТ}, извлекаются продукты деления массой, эквивалентной количеству загруженных МА_{ОЯТ}. Реализация такого режима трансмутации МА_{ОЯТ} достигается поддержанием определенной концентрации актиноидов, которая при выходе в равновесный режим обеспечивает критичность реактора. Требуемая концентрация актиноидов определяется размерами реактора и относительно слабо зависит от состава топлива подпитки, вида солевого растворителя и частоты переработки топливной композиции в течение кампании.

При концентрации актиноидов ниже выбранной для обеспечения критичности реактора в равновесном режиме необходимо в топливо подпитки вместо некоторого количества МА_{ОЯТ} добавлять плутоний, уменьшая тем самым производительность трансмутации. В случае превышения необходимой концентрации актиноидов, наоборот, для поддержания критического состояния в равновесном режиме следует извлекать часть топлива с высоким содержанием ²³⁸Pu.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дегтярев А.М., Мясников А.А., Коляскин О.Е. и др. Жидкосольевой подкритический реактор-сжигатель трансплутониевых изотопов. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 4, с. 183—188. // Degtyarev A.M., Myasnikov A.A., Kolyaskin O.E. e.a. Molten-Salt subcritical transplutonium actinide incinerator. — Atomic Energy, 2013, v. 114, № 4, p. 225—232.
2. Ignatiev V., Feynberg O. Progress in development of Li, Be, Na/F molten salt actinide recycler and transmuter concept. — In: Intern. Congress on Advanced in Nuclear Power Plants. France, 13—18 May 2007, paper 7548.
3. Ignatiev V., Feynberg O., I. Gnidol e.a. Molten salt actinide recycler and transforming system without and with Th—U support. Fuel cycle flexibility and key material properties. — Ann. Nucl. Energy, 2014, v. 64, p. 408—420.
4. Status of Minor Actinide Fuel Development. IAEA Nuclear Energy Ser. № NF-T-4.6. Vienna: IAEA, 2009.
5. Advanced Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation Actinides in Spent Nuclear Fuel. TECDOC-1626. Vienna: IAEA, 2009, p. 170—301.
6. Пономарев Л.И., Белоногов М.Н., Волков И.А. и др. Быстрый жидкосольевой реактор на основе эвтектики LiF—NaF—KF как сжигатель Np, Am, Cm. — Атомная энергия, 2019, т. 126, вып. 3, с. 123—132. // Ponomarev L.I., Belonogov M.N., Volkov I.A. e.a. LiF—NaF—KF eutectic based fast molten-salt reactor as Np, Am, Cm transmuter. — Atomic Energy, 2013, v. 126, № 3, p. 139—149.

7. Vergnes J., Lecarpentier D. The AMSTER concept (actinides molten salt transmuter). — Nucl. Engng Design, 2002, v. 216, p. 43—67.
8. Hill R., Taiwo T., Stillman J. e.a. Multiple TIER fuel cycle studies for waste transmutation. — In: Proc. of ICONE-10: 10th Intern. Conf. on Nuclear Engineering, USA, 2002, paper 22575.
9. Uhlir J., Juříček V. Current Czech R&D in thorium Molten Salt Reactor (MSR) technology and future directions. — In: Proc. of the ThEC13 Conf. Thorium Energy for the world. Switzerland, Geneva, CERN, 2013, p. 139—144.
10. Пятый национальный доклад Российской Федерации о выполнении обязательств, вытекающих из Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами. М., 2017 [Электронный ресурс]. URL: www.gosnadzor.ru/activity/international/national%20reports/Russian_Federation_rus.pdf (дата обращения 04.03.2020).
11. Пономарев Л.И., Белоногов М.Н., Волков И.А. и др. Трансмутация Np, Am, Cm в разных типах реакторов. — Атомная энергия, 2019, т. 126, вып. 3, с. 132—137. // Ponomarev L.I., Belonogov M.N., Volkov I.A. e.a. Np, Am, Cm transmutation in different types of reactors. — Atomic Energy, 2019, v. 126, № 3, p. 150—155.
12. Кандиев Я.З., Малахов А.А., Серова Е.В., Спирина С.Г. Оценка эффектов малых возмущений в многовариантных расчетах по программе ПРИЗМА-Д. — Там же, 2005, т. 99, вып. 3, с. 203—210. // Kandiev Ya.Z., Malakhov A.A., Serova E.V., Spirina S.G. Estimation of the effect of small perturbations in multivariant calculations using the Prizma-D Computer Program. — Atomic Energy, 2005, v. 99, № 3, p. 639—645.
13. Модестов Д.Г. Программа решения задач ядерной кинетики РИСК-2014: Препринт РФЯЦ — ВНИИТФ № 243, 2014.
14. Trkov A., Herman M., Brown D.A. ENDF-6 Formats Manual. Rep. BNL-90365-2009 Rev.2, 2012.
15. Игнатьев В.В., Фейнберг О.С., Загнитко А.В. и др. Жидкосольевые реакторы: новые возможности, проблемы и решения. — Атомная энергия, 2012, т. 112, вып. 3, с. 135—143. // Ignatiev V.V., Feynberg O.S., Zagnitko A.V. e.a. Molten-salt reactors: new possibilities, problems and solutions. — Atomic Energy, 2012, v. 112, № 3, p. 157—165.
16. Lizin A.A., Tomilin S.V. Selection of carrier salt for molten salt fast reactor. Book of Abstracts Intern. Conf. «Fast Reactors and Related Fuel Cycles. Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development». Russia, 26—29 June 2017, paper IAEA-CN245-394.
17. Пономарев Л.И., Серегин М.Б., Паршин А.П. и др. Выбор соли для жидкосольевого реактора. — Атомная энергия, 2013, т. 115, вып. 1, с. 6—11. // Ponomarev L.I., Seregin M.B., Parshin A.P. e.a. Fuel salt for the molten-salt reactor. — Atomic Energy, 2013, v. 115, № 1, p. 5—10.
18. Лизин А.А., Томилин С.В., Гневашов О.Е. и др. Растворимость PuF₃, AmF₃, CeF₃, NdF₃ в расплаве LiF—NaF—KF. — Там же, 2013, т. 115, вып. 1, с. 11—16. // Lizin A.A., Tomilin S.V., Gnevashov O.E. e.a. PuF₃, AmF₃, CeF₃, and NdF₃ solubility in LiF—NaF—KF melt. — Atomic Energy, 2013, v. 115, № 1, p. 11—17.
19. Петров Е.Р., Бибичев Б.А., Домкин В.Д. и др. Результаты измерения радионуклидного состава и выгорания высоковыгоревшего топлива ВВЭР-1000 разрушающими методами. — Радиохимия, 2012, т. 54, № 4, с. 348—351. // Petrov E.R., Bibichev B.A., Domkin V.D. e.a. Determination of the radionuclide composition and burn-up of high-burn-up WWER-100 fuel by destructive methods. — Radiochemistry, 2012, v. 54, № 4, p. 379—382.
20. Петров Е.Р., Бибичев Б.А., Домкин В.Д. и др. Результаты измерения содержания изотопов актинидов, неодима, цезия и глубины выгорания в образце высоковыгоревшего топлива ВВЭР-1000 разрушающими методами. — Там же, 2013, т. 55, № 5, с. 437—439. // Petrov E.R., Bibichev B.A., Domkin V.D. e.a. Results of measuring the content of actinide, neodymium, and cerium isotopes and the burn-up in a sample of high-burn-up WWER-100 fuel by destructive methods. — Radiochemistry, 2013, v. 55, № 5, p. 517—520.
21. Sohal M., Ebner M., Sabharwall P. e.a. Engineering Database of Liquid Salt Thermophysical and Thermochemical Properties. INL/EXT-10-18297, 2010.

Поступила в Редакцию 30.09.19

УДК 621.039.543.4

ГИДРАВЛИЧЕСКОЕ СОПРОТИВЛЕНИЕ МЕЛКОЙ НАСАДКИ ПРИ РЕКТИФИКАЦИИ ГЕКСАФТОРИДА УРАНА

Ежов В.К. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)
e-mail: ezhov09@rambler.ru

Ректификация является одним из эффективных методов очистки гексафторида урана от летучих примесей. Преимуществами этого метода являются высокая чистота получаемого продукта, отсутствие ограничений на номенклатуру примесей и простота оборудования. Для конст-

руирования насадочных ректификационных колонн необходимы, в первую очередь, сведения о разделительной способности насадки при термодинамических параметрах процесса, предельной скорости пара в колонне, определяющей ее производительность, задержке жидкости и гид-