

8. Воложин М.В., Закиров Р.Я., Мушников П.Н. и др. Растворимость CeF_3 и PuF_3 в расплаве LiF—NaF—KF . — Там же, с. 17—19.
9. Пономарев Л.И., Серегин М.Б., Паршин А.П. и др. Выбор соли для жидкосолевого реактора. — Там же, с. 6—11.
10. Дегтярев А.М., Пономарев Л.И. Жидкосолевого реактор с быстрым спектром нейтронов на основе LiF—NaF—KF . — Там же, 2012, т. 112, вып. 6, с. 367—368.
11. Degtyarev A., Myasnikov A., Ponomarev L. Molten salt fast reactor with U—Pu fuel cycle. — Progress in Nucl. Energy, 2015, v. 82, p. 33—36.
12. Дегтярев А.М., Мясников А.А., Коляскин О.Е. и др. Жидкосолевого подкритический реактор-сжигатель трансплутониевых изотопов. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 4, с. 225—232.
13. Игнатьев В.В., Фейнберг О.С., Загнитько А.В. и др. Жидкосолевого реакторы: новые возможности, проблемы и решения. — Там же, 2012, т. 112, вып. 3, с. 135—143.
14. Блинкин В.Л., Новиков В.М. Жидкосолевого ядерные реакторы. М.: Атомиздат, 1978. 112 с.
15. Кандиев Я.З., Малахов А.А., Серова Е.В., Спирина С.Г. Оценка эффектов малых возмущений в многовариантных расчетах по программе ПРИЗМА-Д. — Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 3, с. 203—210.
16. Модестов Д.Г. Программа решения задач ядерной кинетики РИСК-2014: Препринт РФЯЦ — ВНИИТФ № 243, 2014.
17. Trkov A., Herman M., Brown D.A. ENDF-6 Formats Manual. Rep. BNL-90365-2009 Rev. 2, 2012.
18. Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гомогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ. — Атомная энергия, 2000, т. 89, вып. 5, с. 355—361.
19. Пономарев Л.И., Белоногов М.Н., Волков И.А. и др. Трансмутация Np, Am, Cm в разных типах реакторов. — См. настоящий вып., с. 132—137.

Поступила в Редакцию 11.10.18

УДК 621.039.5

ТРАНСМУТАЦИЯ Np, Am, Cm В РАЗНЫХ ТИПАХ РЕАКТОРОВ

Пономарев Л.И. (АО «ВНИИНМ», г. Москва), Белоногов М.Н., Волков И.А.,

Симоненко В.А., Шереметьева У.Ф. (РФЯЦ — ВНИИТФ, г. Снежинск, Челябинская обл.)

e-mail: m.n.belonogov@vniitf.ru, i.a.volkov@vniitf.ru

Будущее ядерной энергетики во многом зависит от решения проблемы утилизации отработавшего топлива. Долгоживущие изотопы Pu, Np, Am и Cm при долгосрочном хранении вносят основной вклад в его активность и энерговыделение. Одним из путей решения этой проблемы является использование плутония в качестве топлива в энергетических реакторах, извлечение Np, Am и Cm из отработавшего топлива и их трансмутация. Перспективными для этих целей являются жидкосолевого реакторы-сжигатели. Их преимущество заключается в отсутствии необходимости изготовления топливных таблеток, содержащих высокоактивные актиноиды. В последние годы в мире предложено несколько проектов таких реакторов [1, 2]. В работе [3] выполнены расчеты эффективности трансмутации Np, Am, Cm в БЖСР-сжигателе на основе эвтектики молярного состава, %: 46,5LiF—11,5NaF—42KF при упрощенном описании его конструктивной схемы, замыкания топливного цикла и в предположении, что растворимость актиноидов в несущей соли составляет 30%. В настоящей работе результаты рабо-

ты [3] сравниваются с расчетами эффективности трансмутации Np, Am, Cm в реакторах, разрабатываемых в нашей стране и за рубежом. При этом эффективность трансмутации определялась как средняя годовая убыль массы Np, Am и Cm, вовлеченных в ядерный топливный цикл.

Постановка задачи и методика расчета.

В работе, кроме БЖСР, рассмотрены три схемы трансмутации: в быстром реакторе типа БРЕСТ-1200, в ЖСР с промежуточным спектром нейтронов типа MOSART на основе соли молярного состава, %: 15LiF—58NaF—27BeF₂ и ЖСР-С на основе состава 73LiF—27BeF₂ [4—10]. Расчеты выполнены в соответствии с общей схемой работы [3] и с учетом особенностей топливного цикла каждого реактора. Состав стартовых загрузок реакторов приведен в табл. 1, 2. Для всех рассмотренных вариантов реакторов срок эксплуатации принят равным 50 годам, облучение между перегрузками активной зоны 300 эф. сут.

В настоящей работе рассмотрен вариант БЖСР на основе соли LiF—NaF—KF [3], в котором в стартовой загрузке и топливе подпитки

Таблица 1. Изотопный состав стартовой загрузки реакторов, кг

Параметр	БЖСР	БРЕСТ-1200	MOSART	ЖСР-С
Масса всех актиноидов	22 920	58 685	3945	17 650
Топливо загрузки	U/(Np, Am, Cm)	U/Pu/(Np, Am, Cm)	Pu/(Np, Am, Cm)	Pu/(Np, Am, Cm)
U, Pu:				
²³⁵ U	3693	49,1	—	—
²³⁸ U	—	49 103	—	—
²³⁸ Pu	—	107	75,8	418
²³⁹ Pu	—	5217	2122	5792
²⁴⁰ Pu	—	1802	817	2822
²⁴¹ Pu	—	310	342	1802
²⁴² Pu	—	337	194	1054
Сумма	3693	56 925	3550	11 887
²³⁷ Np	6119	1197	161	3586
²⁴¹ Am	11 816	266	186	312,4
²⁴² Am	8,7	—	—	5,3
²⁴³ Am	1147	121	37,5	1338
²⁴² Cm	—	0,5	—	—
²⁴³ Cm	1,8	1,5	—	3,88
²⁴⁴ Cm	112	164	9,6	453
²⁴⁵ Cm	21,7	9,2	1	60
²⁴⁶ Cm	1,8	0,8	—	5,12
Сумма	19 225	1760	395	5763

Таблица 2. Фториды актиноидов в стартовой загрузке жидкосолевых реакторов

Фториды	БЖСР		MOSART		ЖСР-С	
	кг	мол. доля, %	кг	мол. доля, %	кг	мол. доля, %
Фториды актиноидов:	28 682	30	4883	0,69	21 848	2,48
U	4887	4,92	—	—	—	—
Pu	—	—	4395	0,62	14 712	1,67
Np	7590	8,08	200	0,03	4448	0,51
Am	16 036	16,83	276	0,04	2044	0,23
Cm	169	0,18	13,0	0,002	644	0,07
Несущая соль	9243	70	96 500	99,31	91 901	97,52
Сумма	37 925	100	101 384	100	113 748	100

используются ²³⁵U и изотопы Np, Am и Cm. Изотопный состав Np, Am и Cm выбран по данным работы [11] и примерно соответствует составу отработавшего топлива ВВЭР-1000 с урановой стартовой загрузкой обогащением 4,5%, глубиной выгорания 35 ГВт·сут/т и выдержкой 50 лет. При переработке из отработавшего топлива удаляются все продукты деления и избыточный фтор. Свежее топливо формируется из переработанной соли и топлива подпитки. Соотношение между ними выбиралось из условия обеспечения критичности реактора в течение последующей кампании.

Для реактора типа БРЕСТ-1200 стартовая загрузка выбрана в соответствии с данными работы [4]: обедненный уран (0,1% по ²³⁵U), энергетический плутоний и 3% Np, Am, Cm из отра-

ботавшего топлива ВВЭР-1000 (40 ГВт·сут/т, выдержка 3 года, 68% Np, 22% Am, 10% Cm). После переработки в регенерированное топливо возвращаются 100% актиноидов, по 5% Тс и I, 10% редкоземельных элементов, все остальные продукты деления удаляются. Топливо подпитки состоит из смеси обедненного урана и 3% Np, Am, Cm. Необходимый уровень критичности достигается путем изменения соотношения регенерированного топлива и топлива подпитки в загружаемом топливе с сохранением массовой доли Np, Am, Cm в регенерате на уровне 3%. Расчеты проводили в следующих предположениях:

реактор работает в режиме частичных перегрузок с заменой ~1/5 ТВС с наибольшей глубиной выгорания;

длительность внешнего топливного цикла 3 года;

в первых трех перегрузках в активную зону загружается топливо стартового состава, в последующих перегрузках — переработанное;

нейтронные поля рассчитываются при полном извлечении из активной зоны органов регулирования.

Стартовая загрузка реактора MOSART на основе соли $\text{LiF—BeF}_2\text{—NaF}$ и состав трансурановых изотопов отработавшего топлива ВВЭР-1000 приняты в соответствии с данными работ [7, 8]. При этом как для стартовой загрузки, так и для топлива подпитки отношение массы изотопов Np , Am , Cm к общей массе трансурановых элементов принято равным 0,1. Топливная соль перерабатывается в соответствии со схемой, представленной в работе [8]. Газообразные продукты деления (благородные газы и благородные металлы) удаляются из активной зоны при работе реактора каждые 100 эф. сут. Каждые 300 эф. сут вся соль подвергается очистке, при которой из нее удаляются все основные продукты деления, кроме Cs , Sr , Ba , I , Pd , Rb . Длительность внешней части топливного цикла равна 65 сут. Свежее топливо формируется из переработанной соли и топлива подпитки. Состав и масса топлива подпитки определяются путем выбора доли актиноидов в топливной композиции, обеспечивающей критичность реактора в течение последующей кампании.

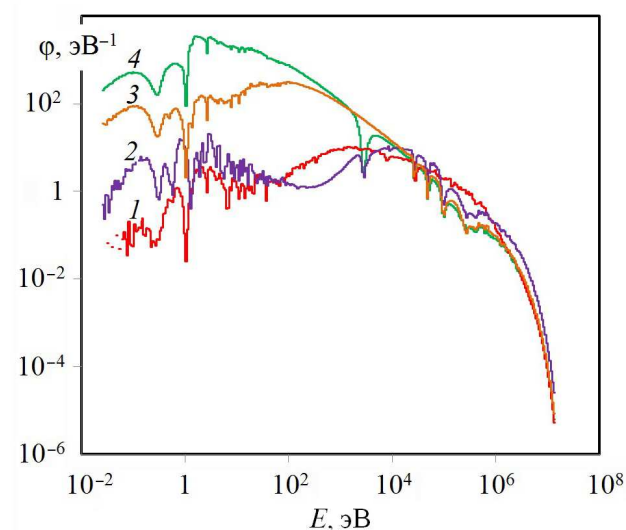
Состав стартовой загрузки реактора ЖСР-С на основе соли LiF—BeF_2 приведен в работах [9, 10]. Система перегрузок и очистки топлива приведена там же, отношение массы изотопов Np , Am , Cm к массе трансурановых элементов равно 0,327. Принятый в работах [9, 10] состав отработавшего топлива вызывает сомнения. В частности, anomalно низкое соотношение массовой доли ^{241}Am и ^{243}Am в отработавшем топливе, %: ^{241}Am 0,55, ^{243}Am 2,33. Расчет ЖСР-С выполняется аналогично расчету реактора MOSART.

Результаты расчетов. Для БЖСР на основе соли LiF—NaF—KF с урановой стартовой загрузкой и высокой концентрацией актиноидов в топливной композиции (~30 мол. доля, %) убыль Np , Am , Cm за 50 лет работы реактора составит ~15 т Np и ~37 т Am . Отметим, что уменьшение массы Np , Am , Cm в активной зоне существенно превышает массу продуктов деления, так как при поглощении нейтронов ядрами

Таблица 3. Эффективность трансмутации Np , Am , Cm в реакторе, кг/год на 1 ГВт тепловой мощности

Характеристика	БЖСР	БРЕСТ-1200	MOSART	ЖСР-С
Расход (–)/наработка топлива:				
^{234}U				
^{235}U	39,3	1,8	3,2	29,6
Весь U	–24,4	–0,6	0,3	0,9
^{238}Pu	19,4	–316,3	3,8	31,7
^{239}Pu	195,9	8,7	6,6	89,4
Весь Pu	31,9	27,7	–249,7	–245,4
Расход (–)/наработка:	286,3	51	–291,3	–230,7
Np				
^{241}Am	–180,2	–32,2	–18,8	–152,2
^{243}Am	–411	–4,6	–7,2	97,3
Cm	–31,4	–2,4	2,3	–43,5
Наработка продуктов деления	10,5	–3,3	9,5	–5,1
	306,3	308,1	303,3	305,3

Np , Am , Cm только ~30% из них делятся, оставшаяся часть переходит в изотопы Pu , в основном в ^{238}Pu (табл. 3). Избыточная наработка ^{238}Pu в совокупности с быстрым спектром нейтронов приводит к повышению $k_{\text{эф}}$ и необходимости замены некоторого объема топливной композиции на топливную соль с растворенными в ней фторидами Np , Am , Cm (см. рисунок, табл. 4). К концу срока эксплуатации реактор наработает ~16 т ^{238}Pu и 2,6 т ^{239}Pu . При этом, кроме первоначальной загрузки, БЖСР не требует дополнительной подпитки ^{235}U , его работу обеспечивает, в основном (~70%), деление ядер ^{238}Pu . В равновесном режиме эффективность трансмутации Np , Am , Cm будет максимально



Нормированная на единицу плотность потока нейтронов в реакторе БРЕСТ-1200 (1), БЖСР (2), ЖСР-С (3), MOSART (4)

Таблица 4. Основные характеристики реакторов

Характеристика	БЖСР	БРЕСТ-1200	MOSART	ЖСР-С
Несущая соль (теплоноситель)	LiF—NaF—KF	Pb	LiF—NaF—BeF ₂	LiF—BeF ₂
Тепловая мощность, МВт	1650	2800	2400	2400
Средняя энергия нейтронов, кэВ*:				
на старте	687	429	249	302
через 50 лет	610	430	279	304
Плотность потока нейтронов, 10 ¹⁵ с ⁻¹ ·см ⁻² :				
на старте	1,3	2,6	1,3	0,9
через 50 лет	1,5	2,6	1,5	0,94
Усредненное по спектру нейтронов однокрупное сечение для ²³⁸ Pu, б:				
деления	1,23	1,14	1,91	1,65
радиационного захвата	0,63	0,66	6,46	3,37
Активная зона:				
диаметр, м	2,4	4,6	3,4	3,4
высота, м	2,2	1,1	3,6	3,6
объем, м ³	9,3	18,4	32,7 (45,3 с учетом объема топливной соли под нижним отражателем)	32,7 (45,3 с учетом объема топливной соли под нижним отражателем)
Объемное энерговыделение, кВт/л	171	152	73	73

*Определялась как в [3].

возможной — работу реактора обеспечивает деление ядер Np, Am, Cm и образующихся из них изотопов плутония. Из-за высокого содержания ²³⁸Pu использование такого плутония в твердотопливных реакторах будет затруднено. Также отдельного внимания заслуживает ²³⁴U, нарабатываемый в значительном количестве, в основном, при α -распаде ²³⁸Pu (за 50 лет эксплуатации БЖСР ~ 3 т ²³⁴U). Таким образом, при использовании БЖСР в качестве реактора-сжигателя Np, Am, Cm целесообразно исключить накопление изотопов плутония во внешней части ядерного топливного цикла. Этот вопрос является предметом дальнейших исследований.

Спектр нейтронов в активной зоне жидко-солевых реакторов определяется количеством растворенных актиноидов в топливной соли. Для солевых носителей LiF—BeF₂ и LiF—BeF₂—NaF предел растворимости принят равным ~ 3 мол. доля, %. При такой концентрации актиноидов реализуется спектр нейтронов, при котором сечение радиационного захвата нарабатываемого ²³⁸Pu в несколько раз превышает сечение его деления (см. табл. 4). Это приводит к значительному уменьшению $k_{\text{эф}}$ и при рассматриваемом способе перегрузок MOSART и ЖСР-С к необходимости компенсировать снижение извлечением соли с ²³⁸Pu и заменой на

соль стартового состава. При таком режиме работы эти реакторы с высокой эффективностью могут утилизировать плутоний, а не Np, Am, Cm. Эффективность сжигания трансурановых изотопов в MOSART составит 732 кг в год (698 Pu, 46 Np и 12 Am при наработке 24 кг Cm), что согласуется с приведенной в работе [8]. В рассматриваемом варианте масса Pu ~ 6300 кг соответствует мольной доле PuF₃ $\sim 1,2\%$, что находится в измеренных пределах растворимости PuF₃ при 650 °C [7].

В реакторе ЖСР-С с солевым носителем LiF—BeF₂ среднегодовая убыль Np, Am, Cm в среднем составит ~ 250 кг, что находится в соответствии с [9, 10]. При этом реактор за 50 лет работы трансмутирует $\sim 18,2$ т Np, $\sim 5,2$ т ²⁴³Am, нарабатывает $\sim 10,7$ т ²³⁸Pu и $\sim 11,7$ т ²⁴¹Am. В равновесном режиме уменьшение количества Np, Am, Cm обусловлено, в основном, их переходом в цепочке нейтронных реакций и ядерных распадов в изотопы плутония. Ежегодное накопление ²³⁸Pu во внешней части топливного цикла составит ~ 262 кг. Это делает вариант ЖСР-С с рассматриваемой загрузкой непригодным для трансмутации Np, Am, Cm. Реализация режима работы реактора без необходимости выгрузки актиноидов требует дополнительных исследований.

Реактор БРЕСТ-1200 способен утилизировать ~119 кг Np, Am, Cm за год (90 Np, 20 Am, 9 Cm, см. табл. 3). Такой темп сжигания обусловлен их сравнительно низким содержанием в топливе. В работе [4] указывается, что топливо с массовой долей Np, Am, Cm в топливе 10—30% отрицательно влияет на параметры безопасности (пустотный эффект реактивности). Это не позволяет рассматривать БРЕСТ-1200 как реактор-сжигатель с большой загрузкой Np, Am, Cm. Серийное производство реакторов типа БРЕСТ-1200 позволит реализовать почти любой темп сжигания Np, Am, Cm без существенного накопления ^{238}Pu во внешней части топливного цикла. Однако для реализации такого сценария необходимо решение технологических задач, связанных как с изготовлением ядерного топлива с Np, Am, Cm, так и с его эксплуатацией в реакторах данного типа.

Среди зарубежных исследований последних лет отметим [12, 13], в которых рассматривается торий-урановое топливо, но с разными несущими солями. В работе [12] исследуется соль LiF—ThF_4 с растворенными в ней фторидами Np, Am, Cm. Их предел растворимости невелик. При этом производительность по сжиганию составит ~70 кг в год на 1 ГВт тепловой мощности. В работе [13] выбрана несущая соль LiF—NaF—KF , тепловая мощность реактора 500 МВт, топливная загрузка молярного состава, %: 70 LiF—NaF—KF , 30 смесь из ThF_4 , $^{233}\text{UF}_4$ и фторидов Np, Am, Cm. Эффективность трансмутации составит 292 кг в год на 1 ГВт тепловой мощности, что сопоставимо с эффективностью БЖСР-сжигателя. Это служит основанием для дальнейших исследований рассматриваемой несущей соли в целях определения растворимости фторидов актиноидов и продуктов деления, а также поиска надежных конструкционных материалов реакторной установки.

Заключение. Среди рассмотренных подходов наибольшая эффективность трансмутации достигается в БЖСР-сжигателе на основе LiF—NaF—KF со стартовой загрузкой ^{235}U . Этому способствует сравнительно высокое содержание фторидов актиноидов в несущей соли, быстрый спектр нейтронов, малая наработка Np, Am, Cm при использовании в стартовой загрузке ^{235}U . При этом ^{235}U необходим только для пуска реактора, и уже после первой кампании в реактор добавляются только Np, Am, Cm. Высокая кон-

центрация актиноидов в топливной соли приведет к избыточной наработке ^{238}Pu и необходимости его регулярной выгрузки из реактора. Для исключения накопления ^{238}Pu во внешней части топливного цикла целесообразно снизить молярную долю актиноидов до ~10%. При этом эффективность трансмутации Np, Am, Cm, определяемая как их количество, перешедшее в продукты деления, почти не изменится.

Для реакторной установки типа БРЕСТ-1200 эффективность трансмутации ограничена сравнительно низким допустимым содержанием Np, Am, Cm в топливе. Эффективность трансмутации в среднем составит ~119 кг в год. Для достижения такой эффективности необходимо решение технологических проблем, связанных как с производством нитридного топлива с Np, Am, Cm, так и с его поведением при облучении в реакторной установке. При развитии ядерной энергетики на основе таких реакторов возможна реализация почти любого темпа сжигания актиноидов.

Максимальная концентрация актиноидов в жидкосолевым реакторе ограничена пределом их растворимости в топливной соли. Для топливных солей LiF—BeF—NaF и LiF—BeF_2 максимальная молярная доля растворенных фторидов Pu, Np, Cm, Am принята равной 3%, в качестве основного делящегося материала рассматривают энергетический плутоний из отработавшего топлива ВВЭР. Как и в случае с БРЕСТ-1200, это существенно ограничивает эффективность трансмутации. Наибольшая эффективность трансмутации получена для ЖСР-С на основе LiF—BeF_2 (~250 кг в год). За год нарабатывается 233 кг ^{241}Am и 215 кг ^{238}Pu , который необходимо выгружать после каждой кампании и заменять топливом стартового состава для поддержания критичности. Это делает вариант реактора с рассматриваемой загрузкой непригодным для трансмутации. Трансмутацию целесообразно осуществлять в реакторе, при работе которого нет необходимости выгружать актиноиды.

Полученные результаты указывают на целесообразность дальнейшего изучения физико-химических свойств LiF—NaF—KF , в том числе растворимости фторидов актиноидов, а также исследования влияния этих свойств на нейтронно-физические характеристики системы и изменение состава. Цель этих работ заключается в

выборе оптимальных параметров реакторной установки. Кроме того, заслуживают тщательного расчетно-теоретического исследования остальные подходы, представленные в работе.

Авторы признательны А.М. Дегтяреву за помощь и сотрудничество, Д.В. Хмельницкому за замечания по тексту статьи.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Status** of Molten Salt Reactor Technology. IAEA Meeting, 31 October — 3 November, 2016.
2. **Molten** Salt Reactors and Thorium Energy. Ed. by Thomas J. Dolan. Sawston: Woodhead Publishing, Cambridge, 2017.
3. Пономарев Л.И., Белоногов М.Н., Волков И.А. и др. Быстрый жидкосолевого реактор на основе эвтектики LiF—NaF—KF как сжигатель Np, Am, Cm. — См. настоящ. вып., с. 123—132.
4. Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гомогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ. — Атомная энергия, 2000, т. 89, вып. 5, с. 355—361.
5. Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гетерогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ. — Там же, с. 362—365.
6. Лопаткин А.В., Орлов В.В. Влияние спектра нейтронов на характеристики трансмутационных цепочек Np, Am и Cm. — Там же, 2006, т. 100, вып. 6, с. 428—433.
7. 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.
8. **Advanced** Reactor Technology Options for Utilization and Transmutation Actinides in Spent Nuclear Fuel. TECDOC-1626. Vienna: IAEA, 2009, p. 170—301.
9. Игнатъев 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.
10. Ignatiev V., Feynberg O., Gnidoi I. 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.
11. 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.
12. Fiorina C., Cammi A., Franceschini F., Krepel J. MSFR TRU-burning potential and comparison with an SFR. — In: Global 2013: Nuclear Fuel Cycle Conf., 2013, p. 813—822.
13. Chengang Yu, Xiaoxiao Li, Xiangzhou Cai e.a. Minor actinide incineration and Th—U breeding in a small FLiNaK molten salt fast reactor. — Ann. Nucl. Energy, 2017, v. 99, p. 335—344.

Поступила в Редакцию 11.10.18

УДК 621.039.522

АНАЛИЗ ХАРАКТЕРИСТИК ТОПЛИВНОГО КОНТУРА ЖИДКОСОЛЕВОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА С АКТИВНОЙ ЗОНОЙ ПОЛОСТНОГО ТИПА

Игнатъев В.В., Фейнберг О.С. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва),
Смирнов В.П., Ванюкова Г.В., Лопаткин А.В. (АО «НИКИЭТ», г. Москва)
e-mail: ignatiev_vv@nrcki.ru

В рамках Международного форума «Поколение IV» выбраны для разработки к 2030 г. шесть инновационных реакторных технологий, одной из которых является жидкосольевой ядерный реактор с циркулирующим топливом на основе расплава солей фторидов металлов. В нашей стране предложена концепция ЖСР-С с активной зоной полостного типа (в зарубежной литературе MOSART) тепловой мощностью 2400 МВт для сжигания трансурановых элементов, остающихся после переработки отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов [1, 2]. ЖСР-С имеет цилиндрическую активную зону диаметром 3,4, высотой 3,6 м и способен ежегодно принимать в свой топливный цикл в

составе фторидов трансурановых элементов из отработавшего ядерного топлива до 250 кг нептуния, америция и кюрия. В качестве растворителя топливных материалов рассматриваются расплавы молярного состава $73\text{LiF}—27\text{BeF}_2$ и $58\text{NaF}—15\text{LiF}—27\text{BeF}_2$, совместимые при температуре до 1000 К с высоконикелевыми сплавами и графитом, поскольку их скорость коррозии по сравнению с жидкими металлами мало зависит от содержания оксидов и других примесей, имеющие сравнимые с водой теплофизические свойства и в 10^4 раз более высокую радиационную стойкость [1—4].

Важное значение в формировании концептуального облика ЖСР-С имеет теплогидравли-