

НЕКОТОРЫЕ ЭКОНОМИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ СНИЖЕНИЯ НАРАБОТКИ АМЕРИЦИЯ В ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ СИСТЕМЕ ТЕПЛОВЫХ И БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

А.В. Гулевич, В.И. Усанов, В.М. Декусар, В.А. Елисеев, А.Л. Мосеев, Е.С. Хныкина

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, д. 1



Анализируются экономические аспекты снижения наработки америция при переходе от однокомпонентной ядерной энергетической системы (ЯЭС) на тепловых реакторах в открытом топливном цикле к двухкомпонентной системе с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. Моделируются сценарии развития этих систем в России до конца столетия. Рассматриваются два способа снижения наработки америция в двухкомпонентной ЯЭС с быстрыми натриевыми реакторами. Первый способ – замыкание топливного цикла по плутонию – заключается в использовании плутония из ОЯТ тепловых реакторов в реакторах БН с максимально коротким (по техническим условиям) временем изготовления МОКС-топлива, при котором основная масса плутония-241 не успевает превратиться в америций. Второй способ состоит в трансмутации америция. Исследование проводилось на основе математического моделирования топливного цикла ЯЭС с использованием кода CYCLE. Информационную базу исследования составили публикации российских специалистов и материалы специалистов Европейского союза, представленные в проекте МАГАТЭ/ИНПРО SYNERGIES. Результаты расчетных исследований показывают, что эффективность замыкания ЯТЦ по плутонию в быстрых натриевых реакторах сопоставима с рассмотренным в статье гомогенным вариантом трансмутации. Сочетание замыкания по плутонию и трансмутации могло бы существенно снизить темпы наработки америция в ЯЭС, но оцененные затраты на трансмутацию в рассмотренном гомогенном варианте могут значительно ухудшить экономические показатели быстрых натриевых реакторов.

Ключевые слова: минорные актиниды, тепловые реакторы, быстрые реакторы, замкнутый ядерный топливный цикл, МОКС-топливо, экономика трансмутации.

Для цитирования: Гулевич А.В., Усанов В.И., Декусар В.М., Елисейев В.А., Мосеев А.Л., Хныкина Е.С. Некоторые экономические аспекты снижения наработки америция в двухкомпонентной системе тепловых и быстрых реакторов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 3. – С. 45-56. DOI: <https://doi.org/10.26583/pre.2023.3.04>.

ВВЕДЕНИЕ

Минорные или младшие актиниды (актиноиды) – это трансурановые элементы, кроме плутония. В ядерной энергетике к минорным (младшим) актинидам (МА) относят нептуний (Np), америций (Am) и кюрий (Cm). Проблема минорных актинидов стала актуальной в связи с поиском более приемлемого способа обращения с ними, чем удаление в глубокие геологические формации в открытом ЯТЦ. Неприятие варианта захоронения МА в значительной степени объясняется тем, что целостность искусственных и природных барьеров невозможно гарантировать на десятки и сотни тысяч лет, и существует риск попадания высокоактивных токсичных радионуклидов в биосферу.

Большим шагом к снижению радиотоксичности и тепловыделения радиоактивных ядерных отходов (РАО) явилась разработка технологии извлечения плутония, нептуния и урана из ОЯТ (PUREX-процесс). Эта технология, позволяющая использовать энергетический потенциал плутония как топлива для ядерной энергетики большого масштаба и не нашедшая пока широкого применения в условиях невысоких темпов строительства АЭС в мире и доступности дешевого природного урана, послужила ориентиром в поисках более безопасного, чем захоронение высокоактивного ОЯТ, окончательного удаления РАО. Ее логическим развитием стала разработка концепции фракционирования ОЯТ с выделением и последующим использованием (обезвреживанием) всех экологически опасных радионуклидов. После выделения плутония из ОЯТ основной вклад в радиотоксичность и тепловыделение РАО вносят минорные актиниды [1, 2]. В качестве основного способа обращения с ними предлагается обезвреживание путем трансмутации в короткоживущие продукты деления (ПД) [3]. Тем самым может быть снижено до минимума воздействие искусственных радионуклидов на биосферу [4]. Последнее является целью безопасного окончательного удаления РАО в Стратегии развития атомной энергетики России в первой половине XXI в. [5]. Для достижения этой цели потребуется много времени и усилий, однако движение в этом направлении полностью соответствует фундаментальному принципу обращения с РАО – снижение радиационной опасности до столь низкого уровня, насколько это целесообразно с учетом социальных и экономических факторов.

Вопросам радиохимического разделения МА и их трансмутации посвящено большое количество работ, причем в них исследуются, в основном, физические и технологические проблемы трансмутации. В данной статье сравниваются два подхода к проблеме: 1) вовлечение «свежевыделенного» плутония из ОЯТ ВВЭР с высоким содержанием Pu-241 в топливный цикл быстрых натриевых реакторов, что позволяет снизить темпы накопления америция-241 в ЯЭС; 2) трансмутация америция в активной зоне. Наряду с этими проблемами обсуждаются экономические аспекты снижения накопления америция как наиболее сложной для обращения фракции МА. Результаты, полученные авторами, сопоставляются с данными, представленными специалистами Европейского союза в отчете по проекту МАГАТЭ/ИНПРО SYNERGIES [6].

КАНАЛЫ ОБРАЗОВАНИЯ И ОБРАЩЕНИЯ С МИНОРНЫМИ АКТИНИДАМИ

В ядерных реакциях и при распаде радиоактивных ядер в ядерном топливе образуется большое число изотопов МА. Многие из них являются долгоживущими α -ак-

тивными изотопами, представляющими большую опасность при поступлении в организм человека [7] и наиболее деструктивными с точки зрения повреждения любой матрицы, в которую включаются радиоактивные отходы [8]. К изотопам МА, которые нарабатываются в реакторах в наибольших количествах и оказывают существенное влияние на обращение с топливом, относятся Np-237, Am-241, Am-242m, Am-243, Cm-242 и Cm-244. Np-237 нарабатывается на изотопе U-235, обладает сравнительно невысокой активностью и не играет значительной роли в тепловыделении ВАО и формировании радиационных полей.

Цепочки образования наиболее важных изотопов америция и кюрия приведены на рис. 1 [9–11]. В ОЯТ ядерных реакторов доминирующим изотопом америция является Am-241. Практически весь Am-241 нарабатывается в реакторе и ОЯТ путем β^- -распада Pu-241. Период полураспада Pu-241 составляет 14 лет, а америция-241 – 432 года. При хранении ОЯТ без переработки количество Am-241 в нем увеличивается за счет распада Pu-241, и в результате α -активность ОЯТ растет.

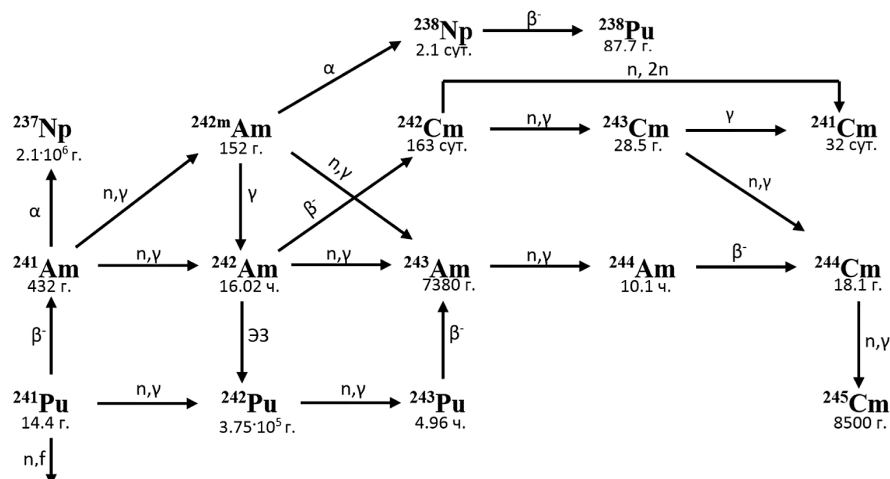


Рис. 1. Цепочки образования минорных актинидов

Вследствие поглощения нейтрона изотопом Am-241 в топливе тепловых реакторов нарабатывается метастабильный Am-242m, который в результате α -распада с $T_{1/2} = 152$ г. превращается в Np-238. Бета-распад Np-238 сопровождается большим выходом жесткого (0,6–1,0 МэВ) гамма-излучения, которое существенно влияет на мощность дозы от свежего топлива с америцием. Изотопы америция Am-241, Am-242m и Am-242 обладают высоким тепловыделением и определяют величину тепловыделения свежей ТВС. Вследствие этого рассматривается добавка америция в свежие ТВС реактора типа БН-1200 в пределах от 1 до 3% тяжелого металла. Тепловыделение и радиотоксичность отработавших сборок (ОТВС) при временах выдержки до примерно двухсот лет будут определяться продуктами деления (ПД), хотя минорные актиниды также будут вносить достаточно значительный вклад в радиационные характеристики ОТВС. После двухсот лет выдержки ОЯТ и до примерно пяти тысяч лет минорные актиниды вносят основной вклад в остаточное тепловыделение и активность ОЯТ.

Тепловыделение и радиационные характеристики МА определяют выбор индивидуального способа обращения с ними после фракционирования ОЯТ путем сочетания основных подходов к обезвреживанию РАО – снижение наработки, полезное использование, уничтожение (трансмутация), хранение. В РФ [8, 12] и во Франции [13] принят за основу подход по обращению с МА, учитывающий их специфические физико-химические особенности.

Исследования, проводимые по тематике утилизации МА, показывают, что нептуний может быть использован в топливе быстрого реактора, поскольку он легко извлекается совместно с ураном при переработке ОЯТ, не приводит к серьезному ухудшению радиационной обстановки и не создает значительных трудностей, связанных с тепловыделением. Вовлечение кюрия в топливный цикл в обозримом будущем нецелесообразно, поскольку приведет к существенному возрастанию тепловыделения топлива, а также нейтронного и гамма-излучения от него. Более оправдано его хранение. Основная масса кюрия в ОЯТ представлена изотопом Cm-244, который имеет период полураспада всего 18 лет. Поэтому целесообразно хранить кюрий примерно 100 лет. За это время он почти на 80% превращается в плутоний, который может быть использован в составе ядерного топлива.

Наиболее сложным с точки зрения выбора способа обращения является Am-241. Этот радионуклид ($T_{1/2} = 432$ г.) создает значительные трудности при обращении с ОЯТ и РАО из-за высокого тепловыделения и мощности дозы излучения. В статье рассматриваются два способа решения проблемы накопления америция в ЯЭС: снижение наработки Am-241 за счет предотвращения его образования из Pu-241 [14–16] и трансмутация.

Техническая осуществимость трансмутации в быстром натриевом реакторе признается специалистами и была продемонстрирована во Франции при облучении нескольких таблеток топлива с гомогенным добавлением америция в активной зоне [13]. При переходе от нескольких таблеток к необходимым для ЯЭС масштабам трансмутации прежде всего требуется обоснование выполнения требований ядерной и радиационной безопасности. Правилами ядерной безопасности и проектными пределами по тепловыделению ТВС и дозовым нагрузкам на персонал накладываются ограничения на допустимое содержание америция в топливе. И те, и другие условия выполняются при содержании америция в топливе активной зоны реактора типа БН-1200 не более 3%.

Для трансмутации америция потребуются также необходимая адаптация и модернизация систем управления, контроля и биологической защиты установок ЯТЦ, причем в этой части появятся новые задачи. При радиохимической переработке топлива необходимо будет на промышленном уровне выделить МА из ОЯТ и разделить МА на фракции. В настоящее время эта технология находится в стадии разработки как в нашей стране, так и за рубежом. Ее осуществимость продемонстрирована в лабораторных условиях, однако промышленное внедрение требует длительных НИОКР. В России процессы разделения и выделения америция и кюрия отрабатываются в лабораторных условиях на стендах ВНИИНМ и РИ и в опытном масштабе на ПО «Маяк», но сроки промышленного внедрения технологии не ясны, как не ясна и степень усложнения и удорожания всего процесса.

При изготовлении топлива с МА могут быть использованы процессы порошковой металлургии, аналогичные тем, что применяются для производства МОКС-топлива – подготовка порошка, изготовление таблеток топлива, твэлов и ТВС. При содержании америция в порошках до 3% тепловыделение и интенсивность нейтронного излучения будет примерно в два раза больше, чем без америция, а мощности эквивалентной дозы – почти на порядок. Наличие америция потребует усиленной защиты от нейтронного и гамма-излучения, а также дополнительных мер по контролю температуры при изготовлении топлива. Проведенные исследования показывают, что изготовление топлива с америцием вносит основной вклад в дополнительные затраты в топливном цикле при реализации гомогенного варианта трансмутации америция.

Рост тепловыделения и интенсивности нейтронного и гамма-излучения в свежем топливе и рост тепловыделения в ОЯТ приведут также к усложнению транспортных операций, в частности, к увеличению необходимого числа контейнерных перевозок.

Таким образом, вариант трансмутации америция в быстрых натриевых реакторах связан с необходимостью доработки некоторых реакторных систем инфраструктуры ЯТЦ, а также с изменениями режимов их работы и числа контейнерных перевозок. Все это приведет к затратам на реализацию варианта трансмутации америция. Далее приводятся предварительные результаты оценки этих затрат для проекта реактора типа БН-1200 [17–18], которые сравниваются с аналогичными оценками, выполненными для европейского реактора SFR-1440 [6].

ОЦЕНКА СТОИМОСТИ ТРАНСМУТАЦИИ АМЕРИЦИЯ

Оценки увеличения стоимости производства электроэнергии из-за дополнительных затрат на модернизацию реактора и установок топливного цикла для гомогенной трансмутации америция при его содержании в топливе ~ 3%, выполненные на основе материалов [17, 18], приведены в табл. 1 в сравнении с данными [6].

Таблица 1

Вклад в стоимость электроэнергии реакторной и топливной составляющих, %

Вариант	Реактор типа БН			Реактор типа SFR		
	Полная	Реактор	ТЦ	Полная	Реактор	ТЦ
МОКС-топливо без Am	100	88	12	100	91	9
МОКС-топливо с Am	110	89	21	106	92	14

Данные таблицы позволяют сделать вывод о том, что дополнительные затраты, связанные с трансмутацией америция в натриевых быстрых реакторах, более существенно сказываются на топливной составляющей стоимости (ТСС) электроэнергии, чем на реакторной составляющей. Доля затрат на модернизацию реакторной установки реакторов БН и для SFR составила ~ 1%, в то время как доля дополнительных затрат на трансмутацию америция в топливном цикле БН и SFR составила 9 и 5% соответственно. Более высокая относительная доля затрат на трансмутацию америция в топливном цикле БН объясняется тем, что удельная стоимость производства электроэнергии на SFR в долларах на кВт·ч, приведенная в [6], выше, чем для БН [17]. В результате примерно одинаковые дополнительные затраты в топливном цикле на трансмутацию америция приводят к более высокому значению относительных затрат в реакторе типа БН.

Данные, приведенные в табл. 1, и технико-экономические данные по реакторам БН [17, 18] и SFR [6] позволяют получить предварительные оценки удельной стоимости трансмутации америция. Для реактора типа БН-1200 стоимость гомогенной трансмутации в активной зоне в долларах 2023 г. составила ~ 0,5 млн.\$/кгAm. Для реактора SFR-1440 оценка удельной стоимости трансмутации в [6] не приведена, но она легко вычисляется из имеющихся там данных и составляет величину, близкую к оценке для БН.

Выполненное исследование показывает, что имеются три основные причины высокой стоимости трансмутации америция в рассматриваемом в статье варианте:

- незначительное количество америция, допускаемое проектными ограничениями и требованиями ядерной и радиационной безопасности в виде добавки к МОКС-топливу – ограничение может быть ослаблено при доработке проекта, но потребует увеличения его стоимости;
- низкая эффективность трансмутации, при которой «выгорает» менее четверти добавляемого к топливу америция – неустраняемое физическое ограничение, харак-

терное для трансмутации америция в быстром спектре нейтронов, связанное с малым превышением его содержания над так называемым «равновесным» значением;

- более высокая стоимость производства топлива с америцием, чем производство «чистого» МОКС-топлива – технологическое ограничение.

Продвижение в решении этих проблем позволило бы существенно снизить стоимость трансмутации америция.

СЦЕНАРИИ НАКОПЛЕНИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ

Расчеты накопления МА российской ЯЭ в течение текущего столетия сделаны в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» [14] на основании проведенных сценарных исследований с использованием компьютерного кода CYCLE [19, 20]. Код предназначен для математического моделирования ядерного топливного цикла с реакторами различного типа с учетом изменения изотопного состава ядерных материалов на всех этапах цикла.

Основой для построения сценариев служила дорожная карта ввода (вывода) энергоблоков Росэнергоатома, прогнозы развития ядерной энергетики до конца века и результаты других исследований, выполненных в рамках расчетно-аналитического обоснования вариантов стратегии развития ядерной энергетики России.

Рассмотрены два варианта сценария развития ядерной энергетики. В первом, референтном сценарии, представляющем эволюционный путь развития российской ЯЭС, предполагалось, что структура ЯЭ до конца века будет состоять преимущественно из одной компоненты – тепловых реакторов, работающих в открытом ЯТЦ. Во втором сценарии рассматривалась двухкомпонентная ЯЭС из тепловых и быстрых реакторов с общим замкнутым ЯТЦ. Время выдержки ОЯТ перед переработкой – пять лет для ВВЭР с урановым топливом, семь лет для ВВЭР с МОКС-топливом и четыре года для реакторов типа БН. Именно вовлечение плутония из ОЯТ ВВЭР с малой выдержкой («свежевыделенный» плутоний) в топливный цикл быстрых натриевых реакторов позволяет уменьшить будущее накопление америция по сравнению с вариантом однокомпонентной системы.

Структура установленных мощностей ЯЭС до 2100 г. для двух сценариев приведена на рис. 2 [14].

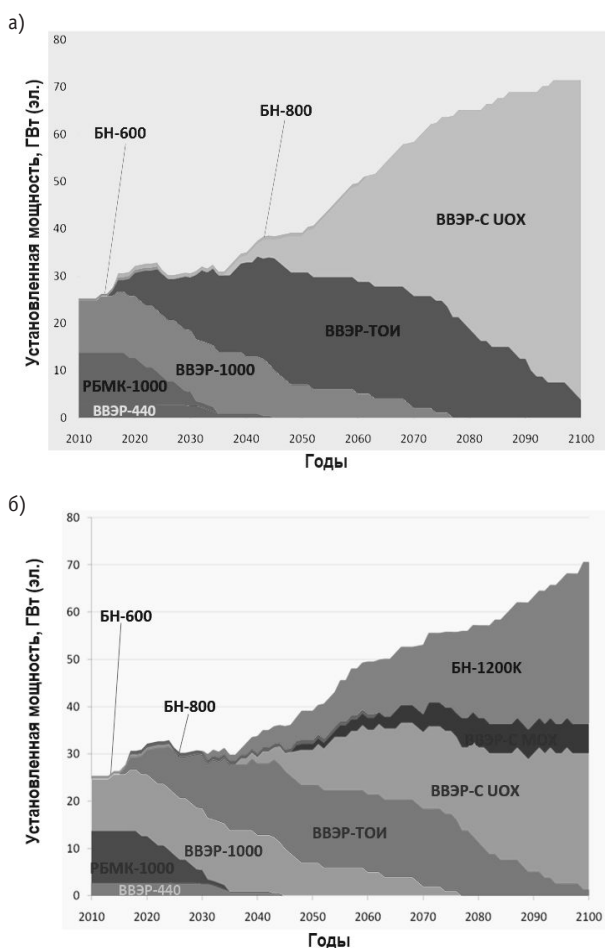


Рис. 2. Структура установленных мощностей ЯЭС России в сценариях развития однокомпонентной (а) и двухкомпонентной (б) системы

В эволюционном сценарии с однокомпонентной ЯЭС осуществляется переработка ОЯТ всех ВВЭР-400 и БН-600 в течение всего их проектного ресурса с хранением регенерированных ЯМ на складах. Принималось, что реактор БН-600 работает в течение срока эксплуатации на уране, реактор БН-800 стартует и работает до 2022 г. на уране, а далее до конца срока эксплуатации работает на МОКС-топливе.

Во втором сценарии предполагается, что (помимо БН-600 и БН-800) быстрые реакторы большой мощности типа БН-1200 на МОКС-топливе вводятся в эксплуатацию с 2030 г., а с 2037 г. вводятся усовершенствованные тепловые реакторы ВВЭР-С, часть из которых переводится на использование МОКС-топлива. До 2050 г. для изготовления МОКС-топлива используется энергетический плутоний из ОЯТ тепловых реакторов. Переработка ОЯТ БН и использование плутония из БН начинается с 2050 г. [18, 21]. Нароботка нептуния и америция в рассматриваемых системах показана в табл. 2.

В таблице 3 приведены показатели, связанные с наработкой америция в однокомпонентной и двухкомпонентной структурах российской ЯЭ. К 2020 г. в России было накоплено 16,6 тонн америция, но для наглядности сравнения скорости накопления америция в двух структурах ЯЭС это количество из таблицы исключено. Плутоний из ОЯТ ВВЭР начинает использоваться в топливе быстрых реакторов с 2022 г.

Таблица 2

Накопление америция в двух сценариях развития российской ЯЭ, т

МА	Сценарий (а) с ВВЭР				Сценарий (б) с ВВЭР+БН			
	2020 г.	2035 г.	2070 г.	2100 г.	2020 г.	2035 г.	2070 г.	2100 г.
²³⁷ Np	8,1	13,4	33,3	56,1	8,1	12,3	22,7	33,1
²⁴¹ Am	15,0	30,0	71,7	117,8	15,0	27,8	50,3	72,3
²⁴³ Am	1,6	2,6	6,9	12,6	1,6	2,4	7,0	16,6
Итого Am	16,6	32,6	78,6	130,4	16,5	30,248	57,3	88,9

Таблица 3

Относящиеся к америцию показатели в сценариях развития ЯЭ России

Характеристики	Годы			
	2020	2035	2070	2100
	Сценарий 1: однокомпонентная ЯЭС			
Накопление Am-241, т	0	15,0	56,7	102,8
	Сценарий 2: двухкомпонентная ЯЭС			
Накопление Am-241 при замыкании ЯТЦ по Pu / снижение относительно сценария 1, т	0	12,8 / 2,2	35,3 / 21,4	57,3 / 45,5
Снижение накопления Am-241 путем трансмутации, т	0	0,3	11,2	39,7
Накопление Am-241 при замыкании и трансмутации / снижение относительно сценария 1, т	0	12,5 / 2,5	24,1 / 32,6	24,5 / 78,3
Затраты на гомогенную трансмутацию, млрд. \$	0	0,2	5,6	20,0
Потенциал роста электрической мощности реакторов БН на Pu-241, сохраненном от распада в Am-241, ГВт	0	0,75	6,7	13,0

Как следует из таблицы, замыкание ЯТЦ по плутонию в быстрых натриевых реакторах приводит к существенному замедлению наработки америция в ЯЭС, большему, чем трансмутация америция в гомогенном варианте. Это объясняется ускоренным вовлечением плутония-241 (потенциального источника Am-241) в топливный цикл быстрого реактора. В силу того, что этот изотоп имеет наивысшую ценность к процессу деления, то даже однократное прохождение его через активную зону реактора типа БН-1200 позволяет практически на 40% уменьшить накопление америция в системе, при этом не обращаясь собственно с америцием. Особенно сильно эффект замыкания топливного цикла по плутонию проявляется на начальных этапах ввода быстрых реакторов в ЯЭС, когда для начальных загрузок быстрого реактора потребуется большое количество плутония из ОЯТ РТН и, соответственно, большое количество плутония-241. Замыкание топливного цикла по плутонию с допускаемых проектом короткой выдержкой ОЯТ РТН перед изготовлением МОКС-топлива и временем изготовления не требует дополнительных затрат. В то же время гомогенная трансмутация при добавлении в топливо до 3% америция может существенно усложнить обращения с топливом и значительно ухудшить экономические показатели быстрых натриевых реакторов, что показывают экономические оценки из табл. 3. Эффективность предотвращения наработки америция при замыкании может быть повышена путем еще большего сокращения времени от выгрузки ОЯТ РТН до загрузки изготовленного из него МОКС-топлива в быстрые реакторы (например, до пяти лет), но реализация этой возможности требует всестороннего технико-экономического обоснования. Данные табл. 3 показывают, что предотвращение распада плутония-241 в америций-241 приведет к сохранению в регенерированном топливе ценного изотопа, деление которого позволит эффективнее использовать потенциал уран-плутониевого топлива для роста мощностей быстрых натриевых реакторов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты расчетных исследований показывают, что эффективность снижения наработки америция при замыкании ЯТЦ по плутонию в быстрых натриевых реакторах сопоставима по величине с рассмотренным в статье гомогенным вариантом трансмутации. Замыкание топливного цикла по плутонию с минимально технически возможной выдержкой ОЯТ РТН и изготовлением МОКС-топлива, допускаемых проектом, не требует дополнительных затрат, оно реализуется уже сегодня и будет особенно эффективно на этапах ввода быстрых реакторов, когда для первоначальных загрузок РБН потребуется большое количество плутония. При замыкании в регенерированном топливе сохраняется ценный изотоп плутоний-241, деление которого позволит получить дополнительную энергию. Таким образом, замыкание ЯТЦ в быстрых натриевых реакторах путем использования свежеработанного плутония из реакторов на тепловых нейтронах с коротким временем выдержки, является эффективным способом снижения накопления америция в двухкомпонентной системе тепловых и быстрых реакторов, отвечающим основному принципу обращения с отходами – предотвращению их образования.

Вместе с тем, одного замыкания по свежеработанному плутонию в реакторах БН недостаточно, чтобы полностью избежать накопления америция в сценарии развития двухкомпонентной ЯЭС России к концу века. Сочетание замыкания по плутонию и трансмутации могло бы существенно снизить наработку америция в ЯЭС и, возможно, избежать его накопления в системе, но оцененные затраты на трансмутацию в рассмотренном гомогенном варианте могут значительно ухудшить экономические показатели быстрых реакторов или потребовать значительных временных затрат.

Возможным вариантом для исправления ситуации может быть использование экономически более приемлемого комбинированного гомогенного и гетерогенного способов трансмутации америция или даже применения специализированных реакторов-выжигателей, для подтверждения технической осуществимости которых и тем более для демонстрации экономической эффективности потребуется еще длительное время.

Литература

1. Bergelson B., Gerasimov A., Zaritskaya T., Kiselev G., Volovik A. Decay Heat Power and Radiotoxicity of Spent Uranium, Plutonium and Thorium Fuel at Long-term Storage. 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology. Beijing: SMiRT18. – 2005.
2. International Atomic Energy Agency, Spent Fuel Reprocessing Options. IAEA-TECDOC-1587. IAEA. Vienna, 2018. 144 p.
3. Salvatores M., Slessarev I., Uematsu M. A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei // Nuclear Science and Engineering. – 1994. – Т. 116. – № 1. – С. 1-18.
4. Адамов Е. О., Ганев И. Х., Лопаткина А. В., Муратов В. Г., Орлов В. В. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России / Монография. – М.: НИКИЭТ, 1999. – 273 с.
5. Стратегия развития атомной энергетике России в первой половине XXI века. Иллюстрация основных положений. – М.: ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ», 2001. – 65 с.
6. International Atomic Energy Agency. Enhancing Benefits of Nuclear Energy Technology Innovation Through Cooperation Among Countries: Final Report of the INPRO Collaborative Project SYNERGIES // Nuclear Energy Series. No. NF-T-4.9. – 2018.
7. Кутьков В. А., Поленов Б. В., Черкашин В. А. Радиационная безопасность и радиационный контроль. – Обнинск: НОУ ЦИПК, 2008. – 244 с.
8. Разделить неделимое // АТОМНЫЙ ЭКСПЕРТ: ежемесячное информационное аналитическое изд. 2019. URL: https://atomicexpert.com/divide_indivisible/ (дата доступа: 19.01.2023).
9. Гусев Н. Г., Дмитриев П. П. Радиоактивные цепочки: Справочник. 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1998. – 112 с.
10. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения. Публикация 38 МКРЗ. Часть 2, книга 2. – М.: Энергоиздат, 1987. – 480 с.
11. Коробейников В. В., Колесов В. В., Каражелевская Ю. Е., Терехова А. М. Исследования возможности выжигания и трансмутации Am-241 в реакторе с америциевым топливом. Препринт ФЭИ-3284. – Обнинск, 2018.
12. На Атомэкспо про сырьевое обеспечение ЯТЦ // Электронное периодическое издание АТОМИНФО.RU. 2022. 5 дек. URL: <http://www.atominfo.ru/newsz05/a0788.htm> (дата доступа: 21.01.2023).
13. CEA Nuclear Energy Division. Report on sustainable radioactive waste management. Saclay Centre, France, December 2012. – 31 p.
14. Декусар В. М., Зродников А. В., Елисеев В. А., Мосеев А. Л. К вопросу накопления и реакторной утилизации америция в ядерной энергетике // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2019. – № 1. – С. 215-223.
15. Гулевич А. В. и др. Возможность выжигания америция в быстрых реакторах // Атомная энергия. – 2020. – Т. 128. – № 2. – С. 82-87.
16. Ларионов И. А., Лопаткина А. В., Лукаевич И. Б., Мороко В. И., Попов В. Е. Гомогенная трансмутация ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем // Атомная энергия. – 2020. – Т. 129. – № 6. – С. 316-320.
17. Алексеев П. Н. и др. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. Н. Н. Пономарева-Степного. – М.: Техносфера, 2016. – 160 с.
18. Тузов А. А. и др. К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетике России // Атомная энергия. – 2022. – Т. 133. – № 2. – С. 71-76.
19. Декусар В. М., Мосеев А. Л., Пупко Л. П. Модель топливного цикла быстрого реактора, реализованного в коде CYCLE. Препринт ФЭИ-3298. – Обнинск. – 2022.

20. *Калашников А.Г. и др.* Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 1. – С. 91-99.
DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.1.10>

Поступила в редакцию 17.05.2023 г.

Авторы

Гулевич Андрей Владиславович, начальник департамента, д. ф.-м. н., профессор,

E-mail: gulevich@ippe.ru

Усанов Владимир Иванович, главный научный сотрудник, д. ф.-м. н.

E-mail: vouss@ippe.ru

Декусар Виктор Михайлович, ведущий научный сотрудник, к. т. н.

E-mail: decouss@ippe.ru

Елисеев Владимир Алексеевич, начальник лаборатории, к. т. н.

E-mail: veliseev@ippe.ru

Мосеев Андрей Леонидович, старший научный сотрудник,

E-mail: amoseev@ippe.ru

Хныкина Екатерина Сергеевна, инженер-исследователь,

E-mail: eskhnynkina@ippe.ru

UDC 621.039.59

Some Economic Aspects of Reducing Americium Production in a Two-Component System of Thermal and Fast Reactors

Gulevich A.V., Usanov V.I., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Moseev A.L., Khnykina E.S.

IPPE JSC

1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

ABSTRACT

The article analyzes the economic aspects of reducing the production of americium during the transition from a single-component nuclear power system (NES) based on thermal reactors in an open fuel cycle to a two-component system with thermal and fast reactors in a closed nuclear fuel cycle. Scenarios for the development of these systems in Russia up to the end of the century are modeled. Two methods are considered for reducing the production of americium in a two-component NES with fast sodium reactors. The first method, closing the fuel cycle for plutonium in BN reactors of SFR type, is based on the use of plutonium separated from spent nuclear fuel of thermal reactors with the shortest possible (according to technical specifications) time for MOX fuel preparation and use thus preventing the main part of plutonium-241 from decay into americium. The second way is transmutation of americium. The study was carried out by using the mathematical code CYCLE design for modeling of the NES with closed nuclear fuel cycle (NFC). The technical and economic data used in the paper was taken from published studies of Russian specialists and materials of European Union specialists presented in the IAEA/INPRO SYNERGIES project. The results of the research show that the efficiency of closing the NFC by using plutonium from thermal reactors in MOX fuel of fast sodium reactors is comparable to the efficiency of the homogeneous transmutation considered in the paper. The combination of the americium accumulation prevention method and transmutation method might significantly reduce the rate of the americium accumulation in a nuclear energy system, but the estimated costs of the considered homogeneous transmutation can significantly worsen the economic performance of fast sodium reactors.

Key words: minor actinides, thermal reactors, fast reactors, closed nuclear fuel cycle, MOX fuel, transmutation economics.

For citation: Gulevich A.V., Usanov V.I., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Moseev A.L., Khnykina E.S. Some Economic Aspects of Reducing Americium Production in a Two-Component System of Thermal and Fast Reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023, no. 3, pp. 45-56; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.3.04> (in Russian).

REFERENCES

1. Bergelson B., Gerasimov A., Zaritskaya T., Kiselev G., Volovik A. Decay Heat Power and Radiotoxicity of Spent Uranium, Plutonium and Thorium Fuel at Long-term Storage. 18th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology. Beijing, SMiRT18 (2005).
2. International Atomic Energy Agency, Spent Fuel Reprocessing Options. IAEA-TECDOC-1587. IAEA. Vienna, 2018. 144 p.
3. Salvatores M., Slessarev I., Uematsu M. A Global Physics Approach to Transmutation of Radioactive Nuclei. *Nuclear Science and Engineering*. 1994, Vol. 116, no 1, pp. 1–18.
4. Adamov E.O., Ganev I.Kh., Lopatkin A.V., Muratov V.G., Orlov V.V. Transmutation fuel cycle in Russia's large-scale nuclear power industry. Moscow. NIKIET, 1999. 273 p. (in Russian).
5. Strategy for the development of nuclear energy in Russia in the first half of 21st century. Illustration of the main points. Moscow. FGUP «TsNIATOMINFORM», 2001. 65 p. (in Russian).
6. International Atomic Energy Agency. Enhancing Benefits of Nuclear Energy Technology Innovation Through Cooperation Among Countries: Final Report of the INPRO Collaborative Project SYNERGIES. Nuclear Energy Series No. NF-T-4.9, 2018.
7. Kutkov V.A., Polenov B.V., Cherkashin V.A. Radiation safety and radiation control. Obninsk. NOU TsIPK, 2008. 244 p. (in Russian).
8. Divide the Indivisible. Available at: https://atomicexpert.com/divide_indivisible/ (accessed 19.01.2023) (in Russian).
9. Gusev N.G., Dmitriev P.P. Radioactive Chains. Directory. Moscow. Energoatomizdat, 1998. 112 p. (in Russian).
10. Decay schemes of radionuclides. Energy and intensity of radiation. Part 2, book 2. Moscow. Energoizdat, 1987. 480 p. (in Russian).
11. Korobeynikov V.V., Kolesov V.V., Karazhelevskaya Yu.E., Terekhova A.M. Research on the possibility of burning and transmutation of Am-241 in a reactor with americium fuel. Scope statement. Preprint IPPE-3284. Obninsk, 2014 (in Russian).
12. At Atomexpo about the raw material supply of the nuclear fuel cycle. Available at: <http://www.atominfo.ru/newsz05/a0788.htm> (accessed: 21.01.2023) (in Russian).
13. CEA Nuclear Energy Division. Report on sustainable radioactive waste management. Saclay Centre, France, December 2012. 31 p.
14. Dekusar V.M., Zrodnikov A.V., Eliseev V.A., Moseev A.L. On the issue of accumulation and reactor utilization of americium in nuclear power engineering. *Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Series: Nuclear Reactor Constants*. 2019, no. 1, pp. 215-223 (in Russian).
15. Gulevich A.V., Eliseev A.V., Klinov D.A., Korobeynikova L.V., Krychko M.V., Pershukov V.A., Troyanov V.M. Possibility of burning americium in fast reactors. *Atomic Energy*. 2020, v. 128, no. 2, pp. 88–94. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00656-w>
16. Larionov I.A., Lopatkin A.V., Lukasevich I.B., Moroko B.I., Popov V.E. Homogenous transmutation of ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am in a lead-cooled fast reactor. *Atomic Energy*. 2020, v. 129, no. 6, pp. 326-330. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00756-1>
17. Alekseev P.N., Alekseev C.V., Andrianova E.A. Two-component nuclear power system with thermal and fast reactors in the closed nuclear fuel cycle. Ed. By the academician of RAS Ponomarev-Stepnoy N.N. Moscow. Tekhnosfera Publ., 2016. 160 p. (in Russian).
18. Tuzov A.A., Troyanov V.M., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Moseev A.L., Simonenko V.A. To the question of the initial stage of the two component nuclear power industry of Russia. *Atomic Energy*. 2022, v. 133, no. 2, pp. 72–78. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-023-00975-8>

19. *Dekusar V.M., Moseev A.L., Pupko L.P.* Model of the fuel cycle of a fast reactor implemented in the CYCLE code. Scope statement: Preprint IPPE-3298. Obninsk, 2022 (in Russian).

20. *Kalashnikov A.G., Moseev A.L., Dekusar V.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A.* Development of the CYCLE software package for system analyses of the nuclear fuel cycle // *Izvestia vuzov. Yadernaya Energetika*. 2016, no. 1, pp. 91-99; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.1.10> (in Russian).

Authors

Andrey V. Gulevich, Head of Department, professor, Dr. Sci (Phys.-Math)

E-mail: gulevich@ippe.ru

Vladimir I. Usanov, Principal Researcher, Dr. Sci (Engineering)

E-mail: vouss@ippe.ru

Viktor M. Dekusar, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: decouss@ippe.ru

Vladimir A. Eliseev, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: veliseev@ippe.ru

Andrey L. Moseev, Senior Researcher

E-mail: amoseev@ippe.ru

Ekaterina S. Khnykina, Engineer-Researcher

E-mail: eskhnykina@ippe.ru