

О ПЛУТОНИИ-241 И АМЕРИЦИИ В ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ СИСТЕМЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А., Мосеев А.Л.

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,
249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1



Выполнено сценарное моделирование накопления америция и плутония-241 в модели двухкомпонентной ядерной энергетики России с тепловыми (ВВЭР) и быстрыми (БН) реакторами. При этом процесс переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) моделировался в двух вариантах: как приоритетная переработка ОЯТ реакторов ВВЭР или ОЯТ реакторов БН. Помимо накопления америция в системе без выжигания исследовалось накопление этого актиноида с учетом его гомогенного выжигания в МОКС-топливе быстрых реакторов на уровне его равновесного содержания ~ 1%. Показано, что приоритетная переработка ОЯТ ВВЭР позволяет уменьшить накопление америция к концу века на ~8 тонн, при этом эффект достигается тем, что используется свежевыделенный плутоний с малой выдержкой, тем самым в быстром реакторе приоритетно уничтожается источник америция без непосредственного обращения с ним. Гомогенная добавка америция в топливо быстрых реакторов типа БН-1200 на уровне ~ 1% позволяет к 2070 г. остановить накопление америция в двухкомпонентной системе, стабилизировав его на уровне ~ 40 тонн в сценарии с приоритетной переработкой ОЯТ ВВЭР и ~ 50 тонн в сценарии с приоритетной переработкой ОЯТ БН.

Ключевые слова: двухкомпонентная ядерная энергетика, моделирование, реактор на быстрых нейтронах, отработавшее ядерное топливо, плутоний, америций, выжигание.

Для цитирования: *Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А., Мосеев А.Л.* О плутонии-241 и америции в двухкомпонентной системе ядерной энергетики. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2024. – № 2. – С. 8–18. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.01>

ВВЕДЕНИЕ

Одной из нерешенных проблем, которые сопутствуют развитию современной ядерной энергетики, является накопление долгоживущих минорных актиноидов и, главным образом, Am-241 [1]. Подходы к утилизации этого изотопа давно обсуждаются в научно-технической

© *Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А., Мосеев А.Л., 2024*

литературе [2–7], однако несмотря на обилие идей и предложений находятся пока далеко от реального технического и технологического воплощения.

Вместе с тем хорошо известно, что америций в активной зоне быстрого реактора может как образовываться под действием ядерных реакций, так и делиться или трансмутировать в другие минорные актиниды [2]. При этом, если его содержание в топливе ниже «равновесного» уровня, он будет накапливаться, а в противном случае – сокращаться. «Равновесное» содержание америция в топливе активной зоны и в топливном цикле вне ее определяется, главным образом, содержанием изотопа Pu-241 в изотопном векторе плутония, который с периодом полураспада ~14,3 года порождает Am-241.

Так как ценность к процессу деления у Pu-241 почти в полтора раза выше, чем у Pu-239, то в быстром спектре он «горит» очень эффективно, тем самым уменьшая потенциальное образование америция в топливном цикле ядерной энергетики и существенно сокращая непосредственное обращение с ним в будущем. Причем чем выше содержание Pu-241 в топливе, тем больше его «сгорает» за один проход через активную зону. При начальном содержании в топливе более 10% (такой плутоний называется свежеработанным высокофоновым плутонием) уменьшение может составлять более двух раз.

Таким образом, содержание изотопа Pu-241 в топливе быстрого реактора может существенно влиять на количество америция и объемы обращения с ним в ядерно-энергетической системе, состоящей из тепловых и быстрых реакторов.

Настоящая работа посвящена исследованию влияния стратегии использования выделяемого плутония из ОЯТ тепловых и быстрых реакторов, а также гомогенного выжигания америция в активной зоне реактора БН на баланс америция в топливном цикле ядерной энергетики (ЯЭ) на протяжении 21-го столетия. Оценка проводится путем математического моделирования процессов движения ядерных материалов с учетом изменения их нуклидного состава в ядерной энергетической системе (ЯЭС) с использованием компьютерного кода CYCLE [8]. При этом рассматривается двухкомпонентная ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами, отражающая основные характеристики перспективной ЯЭ России.

ПОСТАНОВКА МОДЕЛЬНОЙ ЗАДАЧИ

Перевод ядерной энергетики России в режим двухкомпонентной с тепловыми и быстрыми реакторами и единым замкнутым ядерным топливным циклом (ЯТЦ) является стратегической целью Госкорпорации «Росатом» на ближайшие десятилетия [9]. Однако варианты замыкания топливного цикла по плутонию, так же как и стратегии обращения с плутонием в двухкомпонентной атомной энергетике, могут быть разные [9–11]. Здесь можно выделить два подхода.

Первый подход заключается в использовании для пуска быстрых реакторов плутония из ОЯТ тепловых реакторов с большой выдержкой до 30-ти и более лет. Содержание изотопа Pu-241 в таком плутонии ~2–3%, и его изотопный вектор гораздо ближе к «равновесному» составу плутония, образующемуся в реакторе на быстрых нейтронах, чем у свежеработанного высокофонового плутония. Это обеспечивает реактору, работающему на таком плутонии, большую безопасность с точки зрения минимизации запаса реактивности на кампанию и уменьшения вероятности реактивных аварий [9]. С другой стороны, запасы такого плутония весьма ограничены и явно недостаточны для запуска значительного числа быстрых реакторов. При этом данный плутоний требует переочистки от америция, который необходимо далее либо хранить, либо трансмутировать в ядерном реак-

торе [12]. Такого америция в ОЯТ тепловых реакторов России сейчас накоплено порядка 15 – 20 тонн [1].

Второй подход, который в последнее время начал реализовываться в связи с переводом реактора БН-800 на полную загрузку МОКС-топливом, заключается в вовлечении в топливный цикл плутония, допускающего небольшое содержание америция. При этом содержание Pu-241 в плутониевом векторе составляет 10–12%, а содержание Am-241 в топливе до 1%. Такой плутоний можно не переочищать, что существенно улучшит технико-экономические показатели топливного цикла.

Поскольку изотоп Pu-241 в активной зоне быстрого реактора «сгорает» существенно быстрее, чем другие изотопы плутония, то уже за один проход его содержание снижается более чем в два раза до ~ 5%. Тем самым существенно спадает острота проблем непосредственного обращения с америцием. Однако из-за быстрого «сгорания» изотопа Pu-241 использование свежевыделенного высокофонового плутония не способствует минимизации запаса реактивности и увеличению длительности микрокампании реактора, что может вызывать определенные технико-экономические ограничения.

Оба эти подхода тесно связаны со стратегией переработки отработавшего ядерного топлива быстрых и тепловых реакторов. В конечном итоге задача стратегии сводится к выбору, чему отдать предпочтение при переработке ОЯТ в конкретных условиях сценария развития ЯЭ – ОЯТ быстрых реакторов или тепловых. Две эти опции и рассматриваются в дальнейшем.

На основании сценарного моделирования двухкомпонентной ядерной энергетики с тепловыми (типа ВВЭР) и быстрыми (типа БН) реакторами делается количественная оценка наработки Pu-241 и америция до 2100 г. Модельные сценарии построены из условия роста интегральной установленной мощности ЯЭ РФ с достижением ~31 ГВт (эл.) в 2035 г., ~45 ГВт (эл.) к 2050 г. и ~91 ГВт (эл.) к 2100 г.

Граничными условиями для построения сценариев являлись российский запас доступного природного урана – 512 тыс. т [9] и длительность внешнего топливного цикла рассматриваемых реакторов, равная семи годам для реакторов ВВЭР-1000/1200/ТОИ, шести годам для топлива активной зоны реакторов БН-800 и БН-1200М и трем годам для воспроизводящего материала боковой зоны производства. Структура мощностей во всех сценариях развития двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами приведена на рис. 1 работы [13].

При переработке и изготовлении топлива приоритет во всех сценариях отдается партиям с наименьшим временем хранения.

При моделировании двухкомпонентной ЯЭС рассмотрены референтный сценарий открытого ЯТЦ только с тепловыми реакторами (сценарий 1) и две группы сценариев замкнутого ЯТЦ с тепловыми и быстрыми реакторами, которые отвечают двум вышеперечисленным вариантам по переработке ОЯТ:

- в сценариях 2 и 3 приоритет отдается масштабной переработке ОЯТ тепловых реакторов (ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200/ТОИ) с 2042 г. с отложенным стартом переработки ОЯТ БН-1200М до 2059 г.; при этом мощности по переработке ОЯТ определяются из условия баланса выделенного плутония – его интегральное поступление в каждый момент времени не должно быть меньше его убыли без накопления избыточного количества;

- в сценариях 4 и 5, наоборот, приоритет отдается переработке ОЯТ БН-1200М начиная с 2038 г. с отложенным стартом переработки ОЯТ тепловых реакторов до 2054 г. из условия баланса плутония.

Во всех сценариях америций поступает на свой склад как от переработки ОЯТ, так и от переочистки ранее выделенного плутония. В сценариях 2 и 4 предполагается полная переочистка складского выделенного плутония от америция при изготовлении МОКС-топлива, а в сценариях 3 и 5 допускается содержание 1% америция от массы тяжелого металла, которое приблизительно соответствует его «равновесному» содержанию в реакторе БН-1200М. Таким образом, в сценариях 2 и 4 в активную зону быстрого реактора всегда загружается «чистое» топливо, а в 3 и 5 в топливе всегда гомогенно присутствует америций на уровне его равновесного содержания [12].

Во всех сценариях рассматриваются апробированные в России технологии и не учитываются инновационные тепловые реакторы ВВЭР-С и ВВЭР-СКД, а также не предполагается переработка ОЯТ РБМК до конца столетия. Не рассматривается также возможность использования плутония в тепловых реакторах. Такой подход отражает состояние российской ЯЭ на сегодняшний день и в ближней и среднесрочной перспективе.

На рисунке 1 показан объем переработки ОЯТ с целью обеспечения быстрых реакторов плутонием, а на рис. 2 – количество непереработанного ОЯТ в хранилищах до 2100 г. ОЯТ РБМК на рисунках не показан.

Как видно из рис. 2, при приоритете переработки ОЯТ ВВЭР уже к 2040 г. его накопление останавливается на уровне, не превышающем 10 тыс. т, а после 2050 г. освобожденные хранилища после необходимой модернизации могут использоваться для хранения ОЯТ реакторов БН, объем которого в 5–10 раз меньше. В сценариях же с приоритетной переработкой ОЯТ БН проблема накопления ОЯТ ВВЭР решается в течение всего столетия с обострением к 2055 году до 14 тыс. т.

На рисунке 3 показано полное количество Pu-241, содержащегося во внешнем топливном цикле для рассматриваемых сценариев. Площади фигур под кривыми практически прямо пропорциональны количеству америция, образующегося при распаде плутония к 2100 г. Сравнение рисунков показывает, что такого америция явно меньше в случае сценария с приоритетной переработкой ОЯТ тепловых реакторов. Никаких дополнительных затрат при этом не требуется. Необходим только ряд организационных мероприятий.

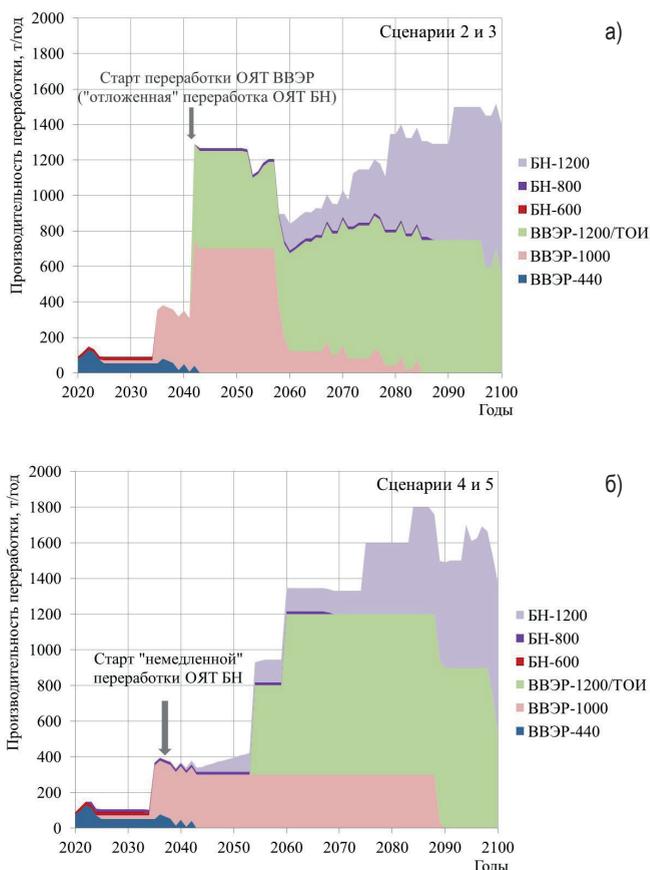


Рис. 1. Производительность переработки ОЯТ: а) для сценариев 2 и 3; б) для сценариев 4 и 5

АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

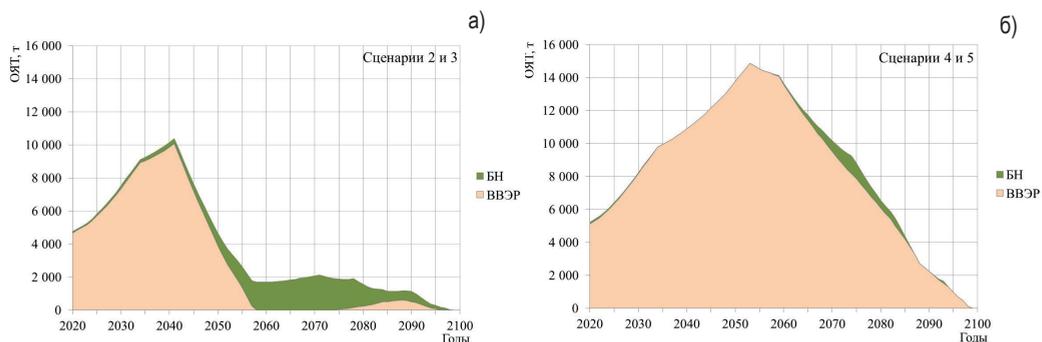


Рис. 2. Количество ОЯТ в хранилищах: а) для сценариев 2 и 3; б) для сценариев 4 и 5

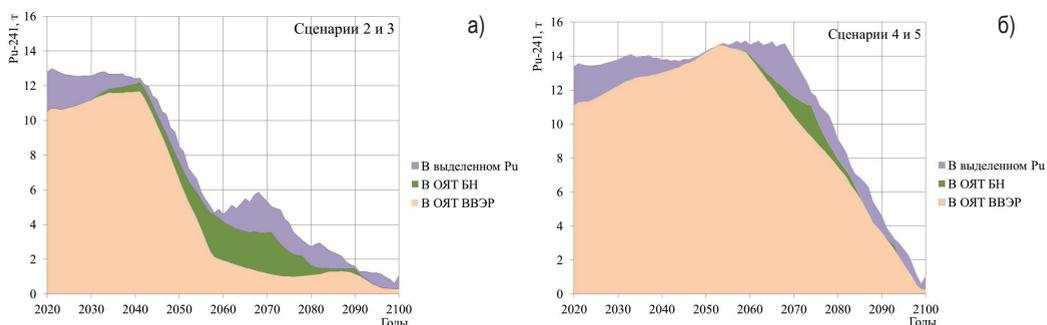


Рис. 3. Pu-241 во внешнем топливном цикле: а) для сценариев 2 и 3; б) для сценариев 4 и 5

В то же время помимо америция, образовавшегося при распаде Pu-241 во время хранения и переработки ОЯТ, а также хранения выделенного плутония, этот актинид образуется и во время облучения топлива в реакторе. На рисунке 4 показано полное накопление америция в топливном цикле для рассмотренных сценариев, включая сценарии с гомогенным выжиганием америция на уровне его равновесного содержания в активной зоне быстрого реактора БН-1200М.

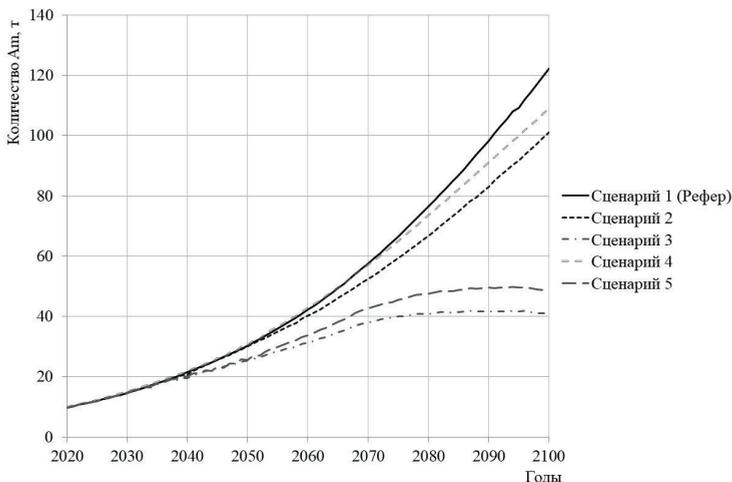


Рис. 4. Наробotka америция в топливном цикле ЯЭ для различных сценариев

Дополнительно на этом рисунке для сравнения показана наработка америция в ЯЭ такой же установленной мощности, но состоящей только из тепловых реакторов на природном уране, т.е. без рецикла плутония (референтный сценарий 1).

Расчеты с использованием кода CYCLE показали следующие результаты. Как и ожидалось, наибольшее накопление америция (122 т к 2100 г.) имеет место в случае ЯЭ с открытым топливным циклом на природном уране с тепловыми реакторами (сценарий 1). Причем, в этом случае накопление америция прямо пропорционально энерговыработке системы ЯЭ. Единственным, в какой-то степени технически обоснованным, способом решения проблемы америция стала бы его окончательная иммобилизация в геологических формациях.

Замыкание топливного цикла с использованием быстрых реакторов БН-1200М (~ 62 ГВт в 2100 г.) без специального выжигания америция приводит к снижению его накопления до 109 т в случае приоритетной переработки ОЯТ БН (сценарий 4) и до 101 т в случае приоритетной переработки ОЯТ ВВЭР (сценарий 2). Однако и в этом случае накопление америция растет по мере увеличения энерговыработки. Отметим, что сокращение наработки америция происходит без каких-либо манипуляций с ним, а только за счет вовлечения в топливный цикл плутония, в том числе изотопа Pu-241 как основного источника образования америция.

Ввод в эксплуатацию быстрых реакторов позволяет реализовать их фундаментальное свойство – избыток вторичных нейтронов для выжигания минорных актинидов, в частности, америция. В исследованиях условно принято, что реализация простейшей опции – гомогенного выжигания в топливе активной зоны на уровне равновесного содержания америция (~ 1% от загрузки тяжелого металла) – начата с 2035 г. на всех реакторах БН-1200М российской ЯЭ. Расчеты показали сокращение к 2100 г. накопления америция до ~ 49 т в случае приоритетной переработки ОЯТ БН (сценарий 5) и до ~ 41 т в случае приоритетной переработки ОЯТ ВВЭР (сценарий 3).

Кривые, описывающие накопление америция, в этом случае вылаживаются и во второй половине 21-го столетия выходят на практически стационарный уровень (по сути, быстрые реакторы становятся хранилищами америция). Значение этого уровня определяется уже не только и не столько энерговыработкой системы, а соотношением установленных мощностей рассматриваемых тепловых и быстрых реакторов. При переходе к ЯЭ, состоящей на 100% из быстрых реакторов, содержание америция в топливном цикле будет определяться только характеристиками этих реакторов и уровнем мощности такой энергосистемы.

На рисунке 5 для рассмотренных сценариев с замкнутым ЯТЦ показано распределение наработки америция по типам реакторов и местам нахождения плутония в двухкомпонентной ЯЭС.

Реализация опции гомогенного выжигания америция на уровне равновесного содержания, безусловно, требует технико-экономического обоснования и, по-видимому, может повлиять на экономические характеристики топливного цикла быстрого реактора.

Отметим также, что приведенные в работе цифры по сокращению наработки америция являются, по-видимому, максимальными для рассматриваемого набора условий. Дальнейшее снижение наработки возможно при увеличении доли быстрых реакторов в ЯЭС. Последнее возможно при увеличении их коэффициента воспроизводства или при изыскании дополнительного источника плутония. Также к снижению накопления америция приводит, если это технологически возможно, снижение времени внешнего

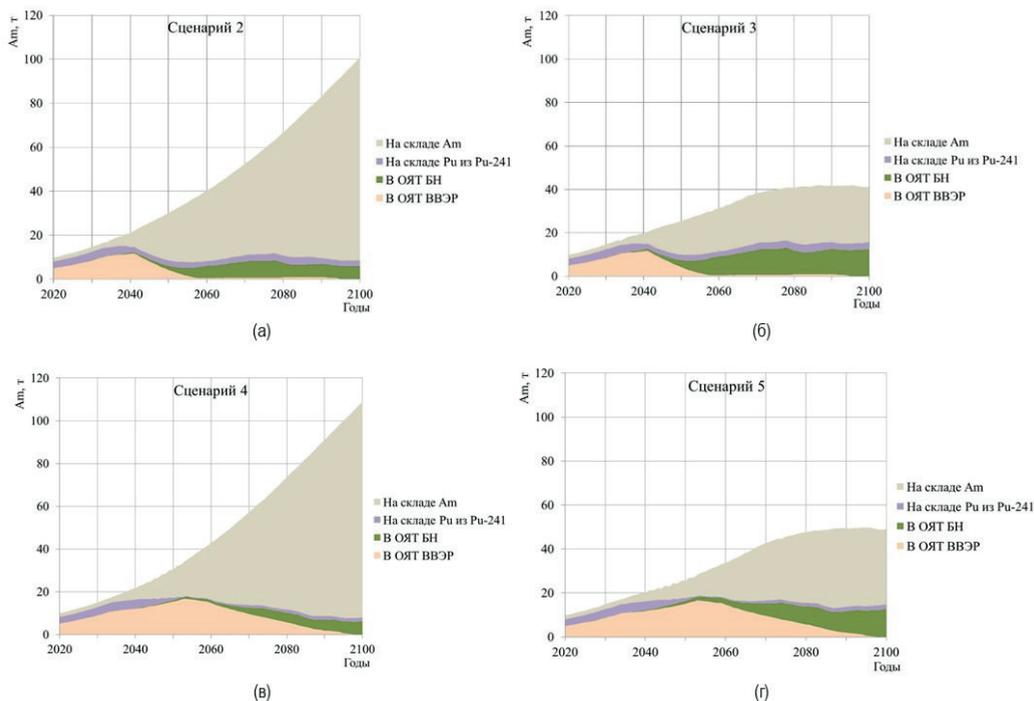


Рис. 5. Нароботка америция в топливном цикле двухкомпонентной ЯЭ: а) для сценария 2; б) для сценария 3; в) для сценария 4; г) для сценария 5

топливного цикла быстрого реактора, а также снижение времени выдержки ОЯТ ВВЭР. В рассмотренных же сценариях остаток плутония к 2100 г. оказывается недостаточным для дальнейшего увеличения доли быстрых реакторов. Источником дополнительного плутония может быть ОЯТ реакторов РБМК или ОЯТ зарубежных АЭС, построенных по российским проектам, в случае его возврата на российскую территорию. Однако всякое ОЯТ содержит и дополнительный америций. В частности, ОЯТ РБМК к 2100 г. будет содержать около 12 т америция. Поэтому такие возможности требуют дополнительного исследования.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе выполнено сценарное моделирование накопления америция и плутония-241 в двухкомпонентной ядерной энергетике России с учетом приоритетной переработки либо ОЯТ реакторов ВВЭР, либо ОЯТ реакторов БН, а также с учетом гомогенного выжигания америция в топливе быстрых реакторов на уровне его равновесного содержания ~ 1%.

Показано, что приоритетная переработка ОЯТ ВВЭР позволяет уменьшить накопление америция к концу века на ~ 8 т. При этом эффект достигается тем, что используется свежевыделенный плутоний с малой выдержкой, тем самым в быстром реакторе приоритетно уничтожается источник америция без непосредственного обращения с ним.

Для предотвращения накопления америция была рассмотрена также опция его гомогенного добавления в топливо быстрых реакторов типа БН-1200 на уровне его равновесного содержания. Это позволяет к 2070 г. остановить накопление америция в двухкомпонентной системе, стабилизировав его на уровне ~ 40 т в сценарии с приоритетной переработкой ОЯТ ВВЭР и ~50 т в сценарии с приоритетной переработкой ОЯТ БН.

Литература

1. 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. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-1-215-223>
2. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А. и др. Возможность выжигания америция в быстрых реакторах. // Атомная энергия. – 2020. – Т. 128. – Вып. 2. – С. 82–87. Электронный ресурс: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t128-2_2020/p82 (дата доступа 15.03.2024).
3. Camarcat N., Garzenne C., Mer J. et al. Industrial research for transmutation scenarios. // Comptes Rendus Mecanique. – 2011. – V. 339. – Iss. 4. – PP. 209–218. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.crme.2011.01.006>
4. Homogeneous versus Heterogeneous Recycling of Transuranics in Fast Nuclear Reactors. – Nuclear Science, ISBN 978-92-64-99177-4, OECD 2012. NEA № 7077. P. 52. Электронный ресурс: <https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/7077-hvh-recycling-transuranics-fnr.pdf> (дата доступа 15.03.2024).
5. Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Status and Assessment Report, OECD-NEA 1999. Электронный ресурс: <https://www.oecd-nea.org/trw/docs/neastatus99> (дата доступа 15.03.2024).
6. Status of Minor Actinide Fuel Development. IAEA Nuclear Energy Series Technical Reports No. NF-T-4.6. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna, 2010. Электронный ресурс: <https://www.iaea.org/publications/8224/status-of-minor-actinide-fuel-development> (дата доступа 15.03.2024).
7. Rabotnov N.S. Transmutation of transuranics: neutronics, actinides balance, safety and fuel provision aspects. Fourth International Information Exchange meeting, Mito 1996. Электронный ресурс: <https://oecd-nea.org/pt/docs/iem/mito96/session-2/RabotnovS2.pdf> (дата доступа 15.03.2024).
8. Калашников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Мосеев П.А. 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>
9. Белая книга ядерной энергетике. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами. /Под общ. ред. Е.О. Адамова. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020. – 496 с.
10. Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А. 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. – Электронный ресурс: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yademaya-systema_2016 (дата доступа 15.03.2024).
11. Тузов А.А., Троянов В.М., Гулевич А.В. и др. К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ России. // Атомная энергия. – 2022. – Т. 133. – Вып. 2. – С. 71–76. – Электронный ресурс: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5219> (дата доступа 14.03.2024).
12. Тузов А.А., Гулевич А.В., Гурская О.С. и др. Особенности выжигания америция в быстром реакторе типа БН-1200М. // Атомная энергия. – 2023. – Т. 134. – № 5–6. – С. 230–238. – Электронный ресурс: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5303> (дата доступа 25.03.2024).
13. Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская О.С. и др. Системные возможности быстрых натриевых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетике. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2024. – № 1. – С. 5–17. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.01>

Поступила в редакцию 29.03.2024

Авторы

Троянов Владимир Михайлович, научный руководитель, д.т.н.,

E-mail: vmtrojanov@ippe.ru

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

E-mail: avgulevich@ippe.ru

Гурская Ольга Станиславовна, научный сотрудник,

E-mail: gurskaya@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: eliseev@ippe.ru

Мосеев Андрей Леонидович, старший научный сотрудник,

E-mail: amoseev@ippe.ru

UDC 621.039.5

On Plutonium-241 and Americium in the Two-Component Nuclear Energy System

Trojanov V.M., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Moseev A.L.

IPPE JSC,

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

Abstract

The article concerns the influence of the strategy for using released plutonium from spent fuel of thermal and fast reactors, as well as homogeneous burning of americium in the core of a BN reactor on the balance of americium in the Russian nuclear fuel cycle throughout the 21st century. The assessment is carried out using mathematical modelling of nuclear materials movement including nuclide changes throughout nuclear power system by computer code CYCLE.

Modelling of the americium and Pu-241 accumulation in the two-component nuclear power system with thermal (VVER) and fast (BN) reactors was carried out. In so doing, SNF reprocessing was modeled in 2 options: as priority reprocessing of SNF from VVER reactors or SNF from BN reactors. In addition to the accumulation of americium in the system without burning, the accumulation of this actinide was studied taking into account its homogeneous burning in the MOX-fuel of fast reactors at the level of its equilibrium content of ~1%.

It has been shown that priority reprocessing of VVER spent fuel makes it possible to reduce the americium accumulation by ~8 tons by the end of the century, and the effect is achieved by using freshly separated plutonium with short cooling, thereby priority destroying the americium source – Pu-241 without directly handling it.

To prevent the americium accumulation, the option of its homogeneous addition to the core fuel of fast reactors of the BN-1200 type at the level of its equilibrium content was also considered. This makes it possible to stop the accumulation of americium in the two-component nuclear system by 2070, stabilizing it at the level of ~40 tons in the scenario with priority reprocessing of VVER SNF and ~50 tons in the scenario with priority reprocessing of BN SNF.

Keywords: two-component nuclear power system, modelling, fast neutron reactor, spent nuclear fuel, plutonium, americium, homogeneous burning.

For citation: Troyanov V.M., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Moseev A.L. On Plutonium-241 and Americium in the Two-Component Nuclear Energy System. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2024, no. 2, pp. 8–18; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.2.01> (in Russian).

References

1. Dekusar V.M., Zrodnikov A.V., Eliseev V.A., Moseev A.L. On the issue of accumulation and reactor utilization of americium in nuclear energy. *VANT. Seriya: Yaderno-reaktornyye konstanty*. 2019, no 1, pp. 215–223. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-1-215-223> (in Russian).
2. Gulevich A.V., Eliseev V.A., Klinov D.A., Korobeynikova L.V., Kryachko M.V., Pershukov V.A., Troyanov V.M. Possibility of burning americium in fast reactors. *Atomic energy*. 2020, v. 128, iss. 2, pp. 88–94. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00656-w>
3. Camarcat N., Garzenne C., Mer J., Leroyer H., Desroches E., Delbecq J.-M. Industrial research for transmutation scenarios. *Comptes Rendus Mecanique*. 2011, v. 339, iss. 4, pp. 209–218. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.crme.2011.01.006>
4. Homogeneous versus Heterogeneous Recycling of Transuranics in Fast Nuclear Reactors. — Nuclear Science, ISBN 978-92-64-99177-4, OECD 2012. NEA. No. 7077, p. 52. Available at: <https://www.oecd-nea.org/upload/docs/application/pdf/2019-12/7077-hvh-recycling-transuranics-fnr.pdf> (accessed Mar.15, 2024).
5. Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Status and Assessment Report, OECD-NEA, 1999. Available at: <https://www.oecd-nea.org/trw/docs/neastatus99/> (accessed Mar.15, 2024).
6. Status of Minor Actinide Fuel Development. IAEA Nuclear Energy Series Technical Reports No. NF-T-4.6. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2009, Available at: <https://www.iaea.org/publications/8224/status-of-minor-actinide-fuel-development> (accessed Mar.15, 2024).
7. Rabotnov N.S. Transmutation of transuranics: neutronics, actinides balance, safety and fuel provision aspects. *Fourth International Information Exchange meeting, Mito*. 1996. Available at: <https://oecd-nea.org/pt/docs/iem/mito96/session-2/RabotnovS2.pdf> (accessed Mar.15, 2024).
8. Kalashnikov A.G., Moseev A.L., Dekusar V.M., Korobeinikov V.V., Moseev P.A. Development of the CYCLE software package for system analysis of the nuclear fuel cycle. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2016, no 1, pp. 91–99. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.1.10> (in Russian).
9. *The White Paper of Nuclear Energy. Closed-loop NFC with fast reactors*. Under the general editorship of E.O. Adamov. Moscow, JSC NIKIET Publ., 2020, 496 p. (in Russian).
10. Alekseev P.N., Alekseev S.V., Andrianova E.A., Asmolov V.G., Dekusar V.M., Zrodnikov A.V., Kagramanyan V.S., Koltun O.V., Pavlov A.S., Ponomarev-Stepnoy N.N., Subbotin S.A., Temishev R.R., Teplov P.S., Usanov V.I., Tsiibulskii V.F. *Two-component Nuclear Energy System with Thermal and Fast Reactors in a Closed Nuclear Fuel Cycle*. Ed. by N.N. Ponomarev-Stepnoy. Moscow, Tehnosfera, 2016, 160 p. Available at: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016 (accessed Mar.15, 2024) (in Russian).
11. Tuzov A.A., Troyanov V.M., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Moseev A.L., Simonenko V.A. The Initial Stage of Closing the NFC of the Russian Two-Component Nuclear Power Engineering System. *Atomic energy*. 2022, v. 133, iss. 2, pp. 72–78. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-023-00975-8>
12. Tuzov A.A., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Zarapina E.M., Troyanov V.M. Features of Americium transmutation in Fast Reactor of the Type BN-1200M. *Atomic energy*. 2023, v. 134, iss. 5–6, pp. 230–238. Available at: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5303> (accessed Mar.25, 2024) (in Russian).
13. Troyanov V.M., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Korobeynikov V.V., Moseev A.L. System Features of Fast Sodium Reactors in a Two-Component Structure of Nuclear Power Generating. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2024, no. 1, pp. 5–17. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.01> (in Russian).

Authors

Vladimir M. Troyanov, Scientific Director, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: vmtroyanov@ippe.ru

Andrey V. Gulevich, Head of the Reactor Physics Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: avgulevich@ippe.ru

Olga S. Gurskaya, Researcher,

E-mail: gurskaya@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: eliseev@ippe.ru

Andrey L. Moseev, Senior Researcher,

E-mail: amoseev@ippe.ru