

УДК 621.039.5

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.09>*Оригинальная статья / Original paper*

## Поиск путей уменьшения материальных потоков при обращении с америцием и кюрием в топливных циклах реактора типа БН-1200

И.В. Бурьевский, А.В. Гулевич, О.С. Гурская, В.М. Декусар, В.А. Елисеев, С.В. Забродская, Н.А. Закиров, К.А. Исанов, В.В. Коробейников, Ю.А. Кузина, М.В. Леванова, А.Л. Мосеев, В.М. Троянов

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,

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

**Реферат.** Вовлечение плутония в ядерный топливный цикл (ЯТЦ) и обращение с высокоактивными отходами (в частности, минорными актинидами (МА)) – главные проблемы, с решением которых связывают будущее развитие двухкомпонентной атомной энергетики (ДАЭ). В работе анализируются возможности минимизации потоков и объемов обращения с МА (по крайней мере, с америцием и кюрием) в топливном цикле быстрых натриевых реакторов. Сравниваются три варианта обращения с америцием и кюрием в замкнутом (по плутонию) топливном цикле быстрого реактора типа БН-1200: гомогенная утилизация америция в топливе активной зоны с превышением его равновесного содержания; комбинированная утилизация «собственного» (равновесного) америция в топливе активной зоны (гомогенное выжигание) и америция из иных источников в облучательных устройствах (ОУ) бокового экрана с замедлителем (гетерогенное выжигание); концепция «чистое» топливо – «грязные» отходы, в которой утилизация всего (в том числе и собственного) америция осуществляется посредством облучения в боковом экране, при этом активная зона не содержит минорных актинидов. Анализируются материальные потоки МА для каждого варианта ЯТЦ за 60 лет работы быстрого реактора типа БН-1200, оцениваются годовые объемы изготовления и переработки топливных сборок и ОУ с МА (с учетом радиационных характеристик свежих и облученных сборок) и делается вывод о предпочтительности варианта топливного цикла с «чистым» топливом, минимизирующего обращение с МА.

**Ключевые слова:** быстрый реактор, минорные актиниды, америций, кюрий, гомогенная (гетерогенная) утилизация, облучательное устройство, замедлитель, замкнутый ЯТЦ.

**Для цитирования:** Бурьевский И.В., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А., Забродская С.В., Закиров Н.А., Исанов К.А., Коробейников В.В., Кузина Ю.А., Леванова М.В., Мосеев А.Л., Троянов В.М. Поиск путей уменьшения материальных потоков при обращении с америцием и кюрием в топливных циклах реактора

## Введение

Главными проблемами, с решением которых связывают будущее развитие двух-компонентной атомной энергетики (ДАЭ), являются вовлечение плутония в ядерный топливный цикл (ЯТЦ) и обращение с высокоактивными отходами, в частности, минорными актинидами (МА). Предполагается, что обе эти проблемы будут решены при замыкании ЯТЦ как по плутонию, так и по МА. Однако есть нюансы.

Плутоний в будущей ядерной энергетике рассматривается как топливо и его рециклирование предполагает не только поддержание количества и изотопной ценности на прежнем уровне (режим «самообеспечения»), но и расширенное воспроизводство (режим «развития ДАЭ»). Минорные актиниды являются радиоактивными отходами, обращение с которыми характеризуется значительными радиационными нагрузками, технологическими трудностями и экономическими затратами. Логичное предложение – попытаться построить топливный цикл быстрых реакторов таким образом, чтобы минимизировать потоки МА и объемы обращения с ними (по крайней мере, с америцием и кюрием). Это достижимо путем их утилизации, трансмутации и выжигания в топливе активной зоны или в облучательных устройствах. Вышеперечисленные термины в данной работе имеют следующее значение:

- утилизация МА – это убыль исходно загружаемых америция, нептуния, кюрия в топливе или облучательной сборке в результате их радиационного захвата и деления с учетом образования собственных МА (в случае утилизации в топливе активной зоны);
- трансмутация МА – это убыль исходно загружаемых америция, нептуния, кюрия в топливе или облучательной сборке в результате их радиационного захвата, с учетом образования собственных МА (в случае утилизации в топливе активной зоны);
- выжигание МА – это убыль исходно загружаемых америция, нептуния, кюрия в топливе или облучательной сборке в результате их деления.

По расчетным оценкам за одну кампанию при гомогенном вовлечении МА в МОКС-топливо быстрого реактора типа БН-1200 утилизируется не более 20–40% от исходных загружаемых МА, оставшиеся 60–80% надо выделять из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и повторно направлять в топливо на утилизацию [1]. При этом, чтобы значимо утилизировать МА, накопленные в ОЯТ российских и зарубежных реакторов, годовой объем их утилизации в единичном быстром реакторе должен составлять десятки – сотни килограммов в зависимости от количества быстрых реакторов в системе [2–3].

Основными факторами, ограничивающими объем вовлечения рециклируемого америция и нептуния, и, как следствие, эффективность их утилизации, является тепловыделение свежей (СТВС) и отработавшей (ОТВС) тепловыделяющей сборки.

При многократном рецикле нептуния происходит его трансмутация с накоплением Pu-238, что приводит к росту тепловыделения СТВС и ОТВС. Эффективность и скорость гомогенной утилизации нептуния не зависят от изотопного состава плутония, а определяются его долей и, с учетом ограничения на тепловыделение СТВС и ОТВС, макси-

мальная доля нептуния при многократном рецикле составляет 2,8% (при достижении максимального тепловыделения СТВС). В таком случае, максимальная эффективность утилизации нептуния составляет ~40%, а скорость утилизации ~100 кг/год. Приведенные показатели эффективности и скорости утилизации (имеют размерности % и кг/год соответственно) отражают величину убыли минорных актинидов относительно их исходной загружаемой массы с учетом образования собственных МА из топлива; при этом в данных величинах не учтено образование вторичных МА, появляющихся в результате трансмутации исходных. Рецикл нептуния приводит к снижению запаса реактивности на выгорание и к увеличению натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР). Стоит отметить, что в дальнейших расчетах максимальная доля америция и нептуния приведена с учетом максимальных ограничений на СТВС и ОТВС.

При многократном рецикле америция также происходит интенсивная трансмутация изотопа Am-241 в изотопы Pu-242, Am-242m и Cm-242 (с распадом в Pu-238), а также Am-243 в изотоп Cm-244. Так при трансмутации америция происходит накопление изотопов Pu-238, Cm-242, Cm-243 и Cm-244, что приводит к значительному росту тепловыделения СТВС и ОТВС соответственно. Дополнительным фактором, ограничивающим количество вовлекаемого америция, является собственное удельное тепловыделение америция – ~100 Вт/кг (зависит от изотопного состава америция). Таким образом, на ограничение тепловыделения для СТВС при многократном рецикле влияет доля америция и Pu-238, а на ограничение тепловыделения ОТВС – доля изотопов кюрия.

Эффективность и скорость гомогенной трансмутации америция, главным образом, зависят от изотопного состава плутония, а также от его доли в топливе. Максимальная доля америция при учете ограничения на тепловыделение СТВС и ОТВС при многократном рецикле составляет 2,2% (при достижении максимального тепловыделения СТВС и ОТВС). В таком случае диапазон эффективности трансмутации америция составляет 20 – 35%, а скорость утилизации 15 – 65 кг/год. На эффективность и скорость утилизации америция, главным образом, влияют доли содержания Pu-241 и Pu-242. При выборе плутония с низкой долей данных изотопов эффективность и скорость утилизации возрастают. При многократном рецикле изотопный состав плутония стабилизируется, а эффективность и скорость утилизации стремятся к значениям ~25% и 50 кг/год.

Однако основным недостатком гомогенной утилизации америция является относительно низкая эффективность трансмутации и относительно высокая скорость накопления кюрия. Так ежегодный объем переработки для повторного рецикла америция составляет ~75% от рециклируемой массы (~195 кг/год), а относительная величина обременения кюрием (удельная скорость накопления кюрия на килограмм трансмутированного америция) – около 20%.

Стоит отметить, что использование в быстром реакторе свежевыделенного плутония приводит к преимущественному выжиганию изотопа Pu-241 – источника америция. В результате использования такого плутония возможности утилизации америция в топливе снижаются на 20 – 30 кг/год, но при этом исключается образование более 100 кг/год америция при хранении ОЯТ.

Рецикл америция приводит к снижению запаса реактивности на выгорание и к увеличению натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР).

Таким образом, эффективность гомогенной утилизации ограничена максимальной долей МА в топливе, что обусловлено проектными ограничениями тепловы-

деления для СТВС и ОТВС, влиянием на нейтронно-физические характеристики и эффекты реактивности активной зоны, а также (в случае америция) зависимостью от изотопного состава рециклируемого плутония.

## Особенности утилизации минорных актиноидов

Особенность гомогенной утилизации минорных актиноидов обуславливается низкой вероятностью и коэффициентом деления, составляющим ~10–15% на одно поглощение по усредненному установившемуся спектру в активной зоне быстрого реактора. Следовательно, вероятность трансмутации на одно поглощение составляет 85–90%. Общий вклад в кумулятивный перевод МА в осколки деления обусловлен первичным делением МА, а также делением их продуктов трансмутации. В совокупности доля перевода МА в осколки деления составляет не более 20–30%.

Для достижения параметров глубокой трансмутации (порядка 90%) и выжигания 1 т америция гомогенно в реакторе типа БН-1200 необходимо осуществление многократного рецикла – до 4–5 циклов в зависимости от изотопного состава плутония МОКС-топлива [4].

Следует отметить, что многократная переработка ОЯТ с высоким содержанием америция и Cm-244, а тем более их фракционирование из ОЯТ, представляют большую проблему из-за высокой активности и тепловыделения. Фракционирование, фабрикация и обращение с топливом с добавлением кюрия требуют полной автоматизации производства для снижения радиационной нагрузки на персонал на всех этапах цикла. Таким образом для минимизации и локализации производства с целью снижения нагрузки на основной топливный передел возможно рассмотреть альтернативные способы утилизации америция в специальных облучательных устройствах (ОУ), не требующие его многократного выделения из ОЯТ и минимизирующие объемы обращения с кюрием.

Например, в работе [5] авторы предлагают демонстрацию гетерогенного сверхглубокого выжигания америция в реакторе БОР-60 путем превращения в продукты деления более 80% исходного америция (за 18 лет облучения) в боковом экране. Однако годовой объем такого выжигания даже в энергетическом реакторе с высоким нейтронным потоком будет не более десятка кг/год, что не решит проблемы накопления даже собственного америция в топливе активной зоны.

В настоящей работе рассматривается альтернативный способ гетерогенной утилизации америция, в котором предлагается не сверхглубокое превращение в продукты деления, а его глубокая (до 85–95%) трансмутация в другие элементы, в частности, изотопы плутония и урана. Производственные линии по выделению плутония и изготовлению уран-плутониевого топлива существуют, и эти изотопы плутония и урана могут быть превращены в продукты деления в топливе быстрого реактора вместе с плутонием, выделенным из ОЯТ ВВЭР [2, 6]. При этом остаток америция в ОУ будет составлять не более 5–15% от загруженного и может быть утилизирован в боковом экране.

**Суть гетерогенной утилизации.** Основная идея гетерогенной утилизации америция в боковом экране (БЭ) реактора типа БН-1200 состоит в размещении в облучательном устройстве материала МА с низкой эффективной плотностью и замедляющих эле-

ментов. Снижение эффективной плотности достигается путем разбавления исходно загружаемых облучательных элементов, содержащих минорные актиниды, инертным материалом, в результате чего снижаются эффекты «блокировки» теплового потока и возрастает общая скорость трансмутации на ядрах минорных актинидов. В этом случае большая часть америция (более 80%) в таких ОУ будет превращаться, главным образом, в изотопы кюрия с последующим их распадом в соответствующие изотопы плутония.

В результате использовать в облучательных устройствах мавэлы диаметром 14 мм (как у штатных твэлов бокового экрана (БЭ)) невозможно уже при эффективной плотности америция  $0,3 \text{ г/см}^3$ , поскольку проектное ограничение по линейной нагрузке мавэлов при выгрузке из реактора и хранении таких ОУ (не более 20 Вт/м для БН-1200) будет превышено. Поэтому в конструкции ОУ были использованы штатные твэлы активной зоны с диаметром 9,2 мм, для которых при существующем проектном ограничении для штатной сборки бокового экрана возможно увеличение эффективной плотности америция до  $0,75 \text{ г/см}^3$ .

Весьма важным является вопрос выбора плотности оксида америция при его разбавлении инертным разбавителем. Он непосредственно связан с глубиной утилизации и долей перевода в продукты деления исходного америция. На рисунке 1 показана зависимость доли перевода в осколки деления америция от длительности облучения. Как видно, при плотности  $\sim 0,3 \text{ г/см}^3$  и длительности облучения 15 микрокампаний ( $\sim 13$  лет) в БЭ доля продуктов деления составит  $\sim 80\%$  от исходной массы америция, однако годовой объем его утилизации при этом составит всего  $\sim 20 \text{ кг/год}$  (рис. 2).

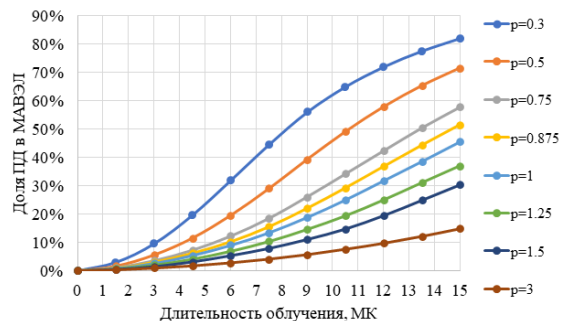


Рис. 1. Зависимость эффективности гетерогенной утилизации америция (перевод в продукты деления) от длительности облучения при различных плотностях ( $\text{г/см}^3$ ) разбавления инертным разбавителем

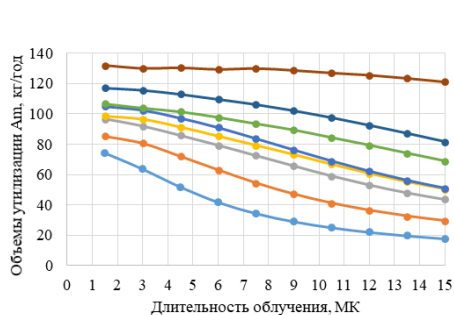


Рис. 2. Зависимость объема годовой утилизации америция от длительности облучения при различных плотностях ( $\text{г/см}^3$ ) разбавления инертным разбавителем

Предпочтительными параметрами с учетом ограничений на тепловыделения свежих и облученных ОУ являются эффективная плотность америция  $0,75 \text{ г/см}^3$  и длительность облучения в БЭ  $\sim 8$  лет (10 МК по 315 суток), которые обеспечивают производительность годовой утилизации америция  $\sim 70 \text{ кг/год}$  при годовой загрузке  $\sim 75 \text{ кг/год}$ . Кроме того такой выбор способствует повышению эффективности эксплуатации реактора, так как позволяет уравнивать длительности облучения ОУ и их последующей выдержки в борной защите (по восемь лет).

## Особенности конструкции ОУ и изменение элементного состава при облучении в БЭ

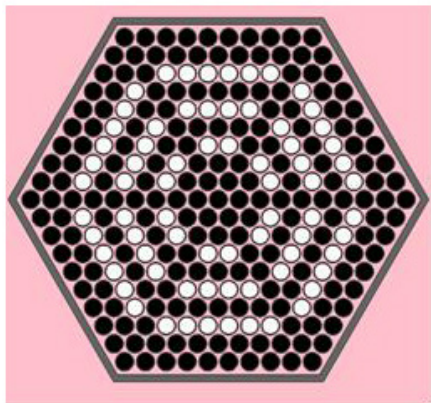


Рис. 3. Схема ОУ для утилизации МА в боковом экране БН-1200: ● – мавэл с америцием; ○ – ЗЭЛ

По своей конструкции (размерам и количеству мавэлов) ОУ идентичны сборкам активной зоны. Вместе с тем замедлитель должен располагаться внутри сборок в замедляющих элементах (ЗЭЛ), а во внешних рядах должны располагаться мавэлы с америцием – они будут экранировать ТВС активной зоны от тепловых нейтронов (рис. 3).

Приведенная конструкция получена путем поиска оптимального, с точки зрения количества и глубины утилизируемого америция, взаимного расположения замедляющих элементов и мавэлов. В качестве замедляющего материала в ЗЭЛе используется гидрид циркония, а в мавэле – оксид америция пониженной плотности, которая достигается

с помощью инертного разбавителя, например,  $MgO$ ,  $ZrN$  и других [7].

Данная конфигурация ОУ позволяет достичь высоких параметров утилизации (усредненных по сборке) америция (~80–95%) за счет уменьшения «блокировки» теплового потока, которое достигается при относительно низкой эффективной плотности америция  $0,75 \text{ г/см}^3$  и равномерном чередовании мавэл и ЗЭЛ по сборке. Такое значение плотности америция обусловлено компромиссом между удовлетворением техническим ограничениям на тепловыделение свежих и облученных ОУ, с одной стороны, и уменьшением технологических проблем при изготовлении мавэла с америцием и инертным разбавителем – с другой.

Снижение эффекта самоэкранировки обеспечивает относительно небольшое значение коэффициента неравномерности энерговыделения (~1,5) по ОУ при достижении максимальных значений энерговыделения  $11 \text{ кВт/м}$ , что при ограничении в  $48 \text{ кВт/м}$  с большим запасом удовлетворяет условиям постановки такой сборки в первый ряд БЭ реактора типа БН-1200.

Для минимизации радиационной нагрузки при переработке облученных в боковом экране ОУ и уменьшения объемов фракционирования америция и кюрия предлагается эти сборки после выгрузки из борной защиты реактора выдерживать во внешнем хранилище (или бассейне выдержки) в течение 60-ти лет. Это необходимо также для спада тепловыделения, которое, в основном, связано с распадом  $Cm-244$ . За это время  $Cm-244$  превратится в  $Pu-240$  с низкой активностью и тепловыделением, а общее количество кюрия, который будет представлен сравнительно низкоактивными долгоживущими изотопами  $Cm-245$  и  $Cm-246$ , сократится до ~4% от массы первоначально загруженного америция.

В таблице 1 приведены изменения массового содержания актинидов, а также продуктов деления в свежем ОУ после окончания облучения в БЭ в течение восьми лет, после выдержки в борной защите в течение восьми лет и после 52-х лет хранения.

Таблица 1

**Удельное массовое содержание актинидов, а также продуктов деления в свежем и облученном ОУ для плотности МА 0,75 г/см<sup>3</sup>, %**

Актинид	Свежая сборка	После окончания облучения в БЭ	После выдержки в борной защите	После 60-ти лет хранения
Уран	0	1,1	3,4	15,7
Плутоний	0	46,6	48,4	41,8
Америций	100,0	11,5	11,8	11,9
Кюрий	0	14,8	10,3	3,7
Нептуний	0	0,2	0,3	1,0
Продукты деления	0	25,8	25,8	25,8

В таблице 2 представлены величины активностей, остаточных энерговыделений, мощностей источников ионизирующего излучения и индексов потенциальной опасности (ИПО) для свежего и облученного ОУ на моменты выгрузки из борной защиты и после 60-ти лет хранения.

Таблица 2

**Радиационные характеристики ОУ**

Характеристика	Свежее ОУ	ОУ после выдержки в борной защите	ОУ после 60-ти лет хранения
Активность, Бк, в том числе	7,53 E+14	3,64 E+15	1,23 E+15
• актиниды	7,53 E+14	3,14 E+15	1,12 E+15
• продукты деления	0,00 E+00	4,97 E+14	1,03 E+14
Тепловыделение, кВт в т.ч.	0,68	2,72	1,0
• актиниды	0,68	2,67	0,99
• ПД	0	0,06	0,01
Мощность нейтронного источника, с <sup>-1</sup>	1,61 E+07	5,40 E+09	7,90 E+08
Мощность фотонного источника, с <sup>-1</sup>	8,24 E+14	5,49 E+14	2,65 E+14
ИПО ингаляции, Зв/ОУ	3,13 E+10	1,06 E+11	4,73 E+10
ИПО пища, вода Зв/ОУ	2,76 E+08	1,00 E+09	4,20 E+08

Расчеты показывают, что при ежегодной загрузке в ОУ 75 кг америция после облучения и 60-летней выдержки в год масса изотопов плутония и урана составит 43 кг, продуктов деления ~19 кг, а оставшихся изотопов америция и кюрия ~11 кг (8,3 и 2,7 кг соответственно). При этом америций будет представлен в основном долгоживущим изотопом, а кюрий – долгоживущими изотопами Cm-245, Cm-246 и остатками изотопа Cm-244, что обуславливает его низкую активность и тепловыделение. Таким образом, после переработки ОУ через 60 лет изотопы плутония и урана следует направить в топливо, а оставшиеся америций и кюрий могут быть направлены в боковой экран на окончательную утилизацию.

## Сравнение вариантов организации ЗЯТЦ при обращении с америцием и кюрием

Для сравнения объемов рециклирования, переработки и обращения с америцием и кюрием рассмотрим три варианта организации замкнутого ЯТЦ по плутонию в реакторе типа БН-1200 с МОКС-топливом.

**1. Гомогенная утилизация америция в топливе активной зоны** с превышением его равновесного содержания. Отметим, что допустимое содержание америция в топливе зависит от изотопного состава плутония. Для гомогенной утилизации с содержанием америция ~2,2% в топливе активной зоны (с равновесным изотопным составом плутония) потребуется полная загрузка ~0,8 т америция, затем ежегодно осуществлять выгрузку ~155 кг и загрузку 220 кг америция соответственно. В этом варианте при переработке ОЯТ в каждом рецикле отделяется наработанный кюрий (~13 кг/год), а выделенный америций (с добавлением внешнего америция из иных источников до необходимого содержания в топливе) направляется в рефабрицированное топливо и вновь рециклируется через активную зону. Как уже упоминалось выше, из-за невысокой (~30%) эффективности утилизации америция необходимо рециклировать через топливный цикл в 3,5 раза большее его количество, фракционируя всякий раз плутоний, америций и кюрий. Последний из-за высокого содержания Cm-244 необходимо отправлять на склад для временного (~60-ти лет) хранения в форме разбавленного материала, а затем предусматривать его возвращение в топливный цикл.

**2. Комбинированная утилизация «собственного» америция в топливе активной зоны (гомогенная утилизация) и внешнего америция в облучательных устройствах бокового экрана с замедлителем (гетерогенная утилизация).** При этом содержание америция в топливе активной зоны соответствует «равновесному» (без добавления внешнего америция), а в сборках бокового экрана осуществляется глубокая однократная трансмутация 85 – 95% внешнего америция от исходного содержания с переводом в осколки до 20 – 30%.

При переработке отработавших топливных сборок активной зоны наработанный кюрий (как и в первом варианте) отделяется, разбавляется и помещается на склад длительного хранения, но уже в значительно меньшем количестве (~3 кг/год), а весь выделенный америций из активной зоны возвращается в новое рефабрицируемое топливо.

В отличие от сборок АЗ облучательные устройства бокового экрана, содержащие замедлитель и инертный разбавитель, после извлечения из БЭ и необходимой для спада остаточного тепловыделения выдержки в борной защите помещаются на длительное хранение (~ 60-ти лет) в специальное хранилище или бассейн выдержки без обращения с ними (т.е. без предварительной переработки и фракционирования плутония, америция и кюрия). После длительного хранения эти сборки перерабатываются существующими технологиями (их остаточное тепловыделение менее 1 кВт), продукты деления (~25%) направляются в РАО, а наработанные при облучении и хранении плутоний (~45%) и распадный U-234 (~15%) возвращаются в топливный цикл. Остатки америция и «холодного» кюрия (холодный кюрий – после длительной выдержки с содержанием суммы изотопов Cm-242, Cm-243 и Cm-244 менее 30%, с низким удельным тепловыделением) без разделения направляются в боковой экран

быстрого реактора на дожигание. Следует отметить, что обращение с изотопами кюрия Cm-245 и Cm-246 существенно проще из-за меньших тепловыделения и активности. Кроме того Cm-245 хорошо делится в тепловом спектре.

### 3. Концепция «чистое» топливо – «грязные» отходы в активной зоне.

В последнем варианте топливного цикла предлагается использовать в активной зоне «чистое» топливо (без америция) и вообще не осуществлять гомогенную утилизацию америция в активной зоне.

Однако в выгрузке за кампанию в таком топливе нарабатывается собственный америций на уровне, меньшем, чем его равновесное содержание, а также кюрий в малом количестве, более чем на порядок меньшем (~1 кг/год), чем при гомогенной утилизации в варианте 1. После переработки топливных сборок активной зоны кюрий, как и в первом варианте, отправляется на склад на длительное хранение (~60-ти лет), а америций – на гетерогенную утилизацию в ОУ с замедлителем бокового экрана. Схема ЯТЦ для утилизации америция в БЭ БН-1200 представлена на рис. 4.

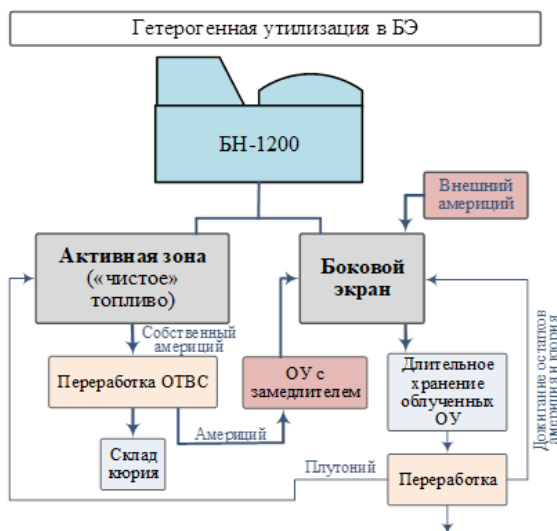


Рис. 4. Схема ЯТЦ для утилизации америция в БЭ БН-1200

Поскольку в ОУ бокового экрана возможно утилизировать больше, чем нарабатывается собственно-го америция в активной зоне, в нем возможно осуществлять утилизацию внешнего америция. Длительность облучения, характеристики выдержки ОУ бокового экрана такие же, как и в варианте 2. Таким образом, в данном варианте замыкание топливного цикла по америцию осуществляется не через топливо активной зоны, а через боковой экран.

В таблице 3 приводится сравнение результатов расчетов годовых потоков америция и кюрия для трех вариантов топливного цикла реактора типа БН-1200, а также за 60 лет его эксплуатации. Результаты расчета характеристик гомогенной утилизации америция в топливе АЗ показаны для двух случаев: плутония равновесного состава с 2,5% америция и плутония из МОКС ОЯТ ВВЭР с 2,8% америция. В последнем столбце для сравнения приведены характеристики гетерогенной утилизации америция в ОУ с замедлителем в БЭ реактора без учета америция из АЗ.

Анализ результатов расчетов материальных потоков за 60 лет работы реактора типа БН-1200 показывает, что в варианте 1 при гомогенной утилизации америция требуется его наибольшая рециркуляция через ЯТЦ реактора ~13–15 т в зависимости от изотопного состава плутония, при этом при эффективности 16–30% собственно утилизация составляет ~2,5 – 4 т. При облучении в АЗ сборок с чистым топливом (без МА) в них происходит наработка кюрия, скорость накопления которого (с учетом двухлетней выдержки в ВРХ) оценивается в 13–14 кг/год.

### Потоки америция и юрия при различных вариантах ЯТЦ реактора типа БН-1200

Параметр	Варианты ЯТЦ				
	Вариант 1. Гомогенная утилизация в топливе АЗ		Вариант 2. Комбинированная утилизация в АЗ и БЭ	Вариант 3. Гетерогенная утилизация собственного и внешнего америция в БЭ	Гетерогенная утилизация америция в БЭ без учета АЗ
	Равновесный плутоний, 2,5% Am	Плутоний из МОКС ОЯТ ВВЭР, 2,8% Am			
Загрузка америция в топливо АЗ, кг/год	222	249	50	–	–
Выгрузка америция из топлива АЗ, кг/год	155	208	50	25	–
Загрузка америция в ОУ БЭ, кг/год	–	–	75	75	75
Остаток америция в ОУ БЭ, кг/год	–	–	8	8	8
Утилизация америция, кг/год	67	41	67	42	67
Загрузка америция в реактор (АЗ и БЭ) за 60 лет, т	13,32	15,0	7,5	4,5	4,5
Утилизация америция в реакторе за 60 лет, т	4,0	2,46	4,0	2,52	4,0
Эффективность утилизации америция, %	30	16	54	56	90
Наработка «горячего» юрия в топливе АЗ (кг/год) и за 60 лет работы (кг) <sup>1</sup>	13 / 780	14 / 840	3,0 / 180	0,9 / 54	–
Относительное количество (кг) «горячего» юрия в топливе АЗ на 1 кг утилизированного америция, отн. ед.	0,195	0,336	0,45	0,021	–
Наработка «холодного» юрия из топлива АЗ после хранения на складе, кг/год	2,6	2,7	0,5	0,14	–
Количество юрия в ОУ после выгрузки из БЭ и после хранения 60 лет, кг/год <sup>2</sup>	–	–	7,0 / 2,7	7,0 / 2,7	7,0 / 2,7
Общее количество «холодного» юрия, кг/год <sup>3</sup>	2,6	2,7	3,2	2,85	2,7

#### Примечания

<sup>1</sup> указаны: ежегодное количество «горячего» юрия на момент двухлетней выдержки сборок в ВРХ, направляемого после переработки топлива, фракционирования и разбавления обедненным ураном на длительное хранение, и общее количество юрия, наработанного за 60 лет работы реактора;

<sup>2</sup> указаны: ежегодное количество «горячего» юрия в ОУ на момент их выгрузки из БЭ после восьмилетней выдержки в борной защите реактора и остаток «холодного» юрия в ОУ после распада Cm-244 через 60 лет хранения;

<sup>3</sup> указано общее количество «холодного» юрия на складе и в ОУ после длительного хранения 60 лет, подлежащего повторной переработке.

Таким образом, за время работы реактора 60 лет при переработке МОКС ОЯТ БН-1200 требуется фракционирование ~9 т америция и ~0,8 т юрия с долей изотопа Cm-244 ~85% (далее «горячий» юрий). После фракционирования и соответствующего разбавления обедненным ураном этот «горячий» юрий направляется на длительное хранение (~60-ти лет) на склад. Степень разбавления должна соответствовать тех-

ническим и технологическим возможностям хранения свежих и облученных сборок и составляет, по нашим оценкам, ~200 раз, т.е. в нашем случае ~160 т тяжелого металла. После распада Cm-244 в Pu-240 кюрией становится «холодным», после повторного фракционирования уран, плутоний и остаточный кюрией могут быть возвращены в топливный цикл быстрых реакторов. Относительные затраты на обращение с америцием и «горячим» кюрием в этом варианте наиболее высокие (~0,2 – 0,3 кг «горячего» кюрия на 1 кг утилизированного америция).

Результаты второго варианта – комбинированной утилизации америция в топливе активной зоны (при равновесном содержании америция) и гетерогенной в БЭ – показывают существенно лучшие характеристики по уменьшению объемов рециклирования америция и обращения с кюрием. Так за 60 лет работы реактора, общий объем загруженного америция составляет ~7,5 т, из них в активную зону всего 3 т, из которых при переработке ОЯТ будет выделено до 0,18 т «горячего» кюрия по схеме, описанной выше в варианте 1. Выделенный кюрией, также как и ранее, требует разбавления, но уже в существенно меньшем объеме тяжелого металла (~40 т). Следует отметить, что при равновесном содержании америция его утилизация в активной зоне не происходит, он рециклируется в топливе как балласт, служащий, тем не менее, источником для наработки «горячего» кюрия.

Остальные 4,5 (из 7,5) т америция гетерогенно утилизируются в ОУ бокового экрана с эффективностью ~90% (т.е. остается ~0,5 т америция), превращаясь, главным образом, в Pu-238, Cm-244 и продукты деления. Чтобы не перерабатывать горячие ОУ после выдержки в борной защите (восемь лет) и минимизировать объем фракционирования остатков америция и наработанного Cm-244, предлагается все ОУ отправлять на длительное хранение ~52 года на тот же склад кюрия или в специальное сухое хранилище. После длительного хранения удельная активность и тепловыделение кюрия значительно снизятся, что упростит переработку ОУ, а его количество уменьшится втрое от исходно наработанного. Изотопы Cm-245 и Cm-246 вместе с остатками америция могут быть повторно утилизированы в боковом экране быстрого реактора, а выделенные плутоний и уран направлены в топливо активной зоны реактора.

Результаты третьего варианта показывают минимальные материальные потоки америция и кюрия, а также объемы обращения и фракционирования. Так как предполагается использовать «чистое» топливо в активной зоне, то в нем будет образовываться только «собственный» америций, но в меньшем количестве (~25 кг/год или 1,5 т за 60 лет), чем его равновесное содержание. Скорость наработки «горячего» кюрия в такой активной зоне ~ 0,9 кг/год (или 54 кг) за все время работы реактора. Следует отметить, что удельное количество «горячего» кюрия, наработанного в активной зоне на 1 кг утилизированного америция, равно 0,021, что на порядок меньше, чем для варианта 1.

Для предотвращения накопления собственного америция, выделенного при переработке ОЯТ БН-1200, предлагается утилизировать его вместе с внешним америцием в боковом экране в ОУ с замедлителем по схеме, описанной в варианте 2. Таким образом, рецикл америция в БН-1200 замыкается не посредством его облучения в топливе активной зоны, а через облучение в тепловом спектре ОУ бокового экрана.

Отметим также, что из последней строки табл. 3 следует, что независимо от варианта утилизации америция и способа обращения с кюрием даже после длительной выдержки проблема утилизации «холодного» кюрия, масса которого составляет не-

сколько процентов от массы исходного америция, остается актуальной. Рассмотрим эти вопросы более подробно.

## Окончательная утилизация остатков америция и «холодного» юрия

Материальные потоки при обращении с америцием и юрием для варианта 3 показаны на рис. 5а. Первоначально, как уже упоминалось выше, в активную зону загружается МОКС-топливо без америция. После облучения в активной зоне в ней образуется собственный америций и небольшое количество юрия. Америций, выделенный из топлива активной зоны при переработке в объеме 25 кг/год, добавляется к внешнему америцию (50 кг/год) и затем облучается в ОУ бокового экрана с эффективностью утилизации ~90%. Фракционированный «горячий» юрий (0,9 кг/год) при этом направляется после разбавления обедненным ураном на склад длительного хранения, где через 60 лет он превратится в ~ 0,14 кг/год «холодного» юрия.

Что касается гетерогенной утилизации в боковом экране, то после завершения облучения, выдержки в борной защите (восемь лет) и 52-летнего хранения в ОУ остается ~8 кг/год америция и ~2,7 кг/год «холодного» юрия (с преобладанием изотопа Cm-245). Таким образом, всего подлежат окончательной утилизации 8 кг/год америция и 2,85 кг/год юрия. Такое количество МА может быть ежегодно утилизировано в боковом экране в 2 – 3-х ОУ. После чего америций будет практически полностью утилизирован, а юрия останется ~1,5 кг/год, из которых примерно половина – это Cm-244, а вторая половина – изотопы Cm-245 – Cm-247.

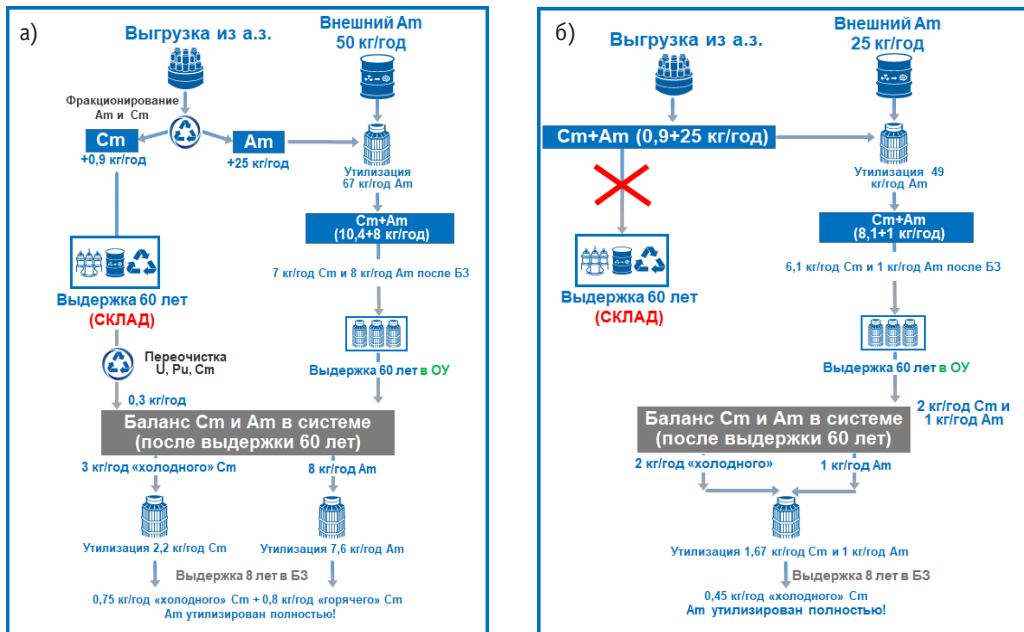


Рис. 5. Схемы материальных потоков америция и юрия для ЯТЦ с «чистым» топливом: а) – вариант со складом юрия; б) – вариант без склада юрия

Несмотря на очевидные преимущества, варианту 3 присущи также и некоторые недостатки. Прежде всего это

- необходимость фракционирования «горячего» кюрия от урана, плутония и америция при переработке ОЯТ, хотя и в существенно меньшем объеме, чем в вариантах гомогенной утилизации;
- необходимость использования склада «горячего» кюрия в разбавленном обедненным ураном виде;
- неполная утилизация «горячего» кюрия при повторном облучении в БЭ.

Для преодоления этих недостатков предлагается рассмотреть схему, представленную на рис. 5б.

Здесь предполагается, что после переработки ОЯТ БН-1200 в «неразделенную» смесь собственного америция (25 кг/год) и кюрия (0,9 кг/год) добавляется дополнительно 25 кг/год внешнего америция и направляется на утилизацию в ОУ с замедлителем БЭ. После однократного облучения и восьмилетней выдержки в борной защите в ОУ будет содержаться смесь америция (1 кг/год) и кюрия (6,1 кг/год), а после выдержки 52-х лет в ОУ останется только америций (1 кг/год) и «холодный» кюрий (2 кг/год). После повторного облучения в тепловом спектре в одном – двух ОУ и выдержки в борной защите америций будет полностью утилизирован, а «холодного» кюрия (преимущественно Cm-246) останется ~0,45 кг/год, который может быть остеклован с ПД и отправлен на длительную глубинную изоляцию (захоронение). Несмотря на то, что в последнем варианте годовой объем утилизации внешнего америция почти в два раза ниже, чем в предыдущем, зато нет необходимости фракционировать америций и кюрий, а также использовать склад кюрия.

Таким образом, вариант 3 может оказаться экономически наиболее приемлемым в сравнении с вариантами 1 и 2 по следующим причинам:

- при изготовлении используется «чистое» топливо, т. е. существенно ослабляются требования по радиационной безопасности к инфраструктуре топливного тракта, и снижаются соответствующие радиационные нагрузки на весь топливный цикл активной зоны реактора;
- при переработке облученных топливных сборок активной зоны в этом случае в три – пять раз уменьшается образование и обращение с америцием и на порядок – с «горячим» кюрием;
- выгруженные из реактора облучательные устройства не перерабатываются, а направляются на длительную выдержку для распада Cm-244, снижения активности и тепловыделения практически до уровня свежихборок; переработка ОУ после 60-летней выдержки предполагается существующими сегодня технологиями;
- исключается необходимость обращения с «горячим» кюрием и его разбавления обедненным ураном, а также можно вообще исключить склад кюрия;
- при повторном облучении в тепловом спектре БЭ через 60 лет достигается полная утилизация америция, а «холодный» кюрий остается в объеме 1 – 2% от массы исходного америция, который можно остекловать вместе с РАО и отправить на длительную глубинную изоляцию (захоронение).

## Общие замечания относительно технологии гетерогенной утилизации

Безусловно, реализация гетерогенной утилизации америция требует завершения НИОКР по ГВМА, включая

- отработку технологии разбавления  $\text{AmO}_2$  инертным разбавителем, подтверждение работоспособности мавэлов и завершение экспериментов на БОР-60;
- выполнение демонстрационного эксперимента на БН-800 с мавэлами в геометрии штатных твэлов реактора типа БН-1200.

Кроме того потребуются создание ряда новых объектов в системе топливного цикла ядерной энергетики.

1. Специализированные линии по производству таблеток МА с инертным разбавителем, а также таблеток с гидридом циркония. Также должна быть рассмотрена возможность изготовления мавэлов с использованием виброуплотнения. Окончательное решение о выборе технологии принимается исходя из возможностей достижения целевой эффективной плотности МА. Изготовление МА, ЗЭЛ и ОУ происходит на штатной линии производства топлива для реактора типа БН-1200.

2. Долговременное хранилище (мокрое или сухое) облучательных устройств, которое может быть совмещено с бассейном выдержки. Через 60 лет тепловыделение ОУ снизится до  $\sim 1$  кВт, что позволит использовать современные технологии растворения ОЯТ и выделения урана, плутония и остатков америция с кюрием.

Однако мощности этих линий более чем на порядок меньше, чем мощности основного топливного производства, также как и объемы требуемой переработки америция и кюрия в сравнении с вариантом гомогенной утилизации в активной зоне.

Все это дает основание надеяться, что использование топливного цикла на основе «чистого» топлива в активной зоне с его замыканием по америцию через облучение его в боковом экране позволит сократить материальные потоки МА при изготовлении, а также объемы переработки америция и кюрия в 5 – 10 раз.

Следует отметить еще одну важную проблему – выбор материала инертного разбавителя для америция в мавэлах ОУ. Эта проблема сопряжена с проблемой применения инертных разбавителей для создания «безуранового» топлива, которая давно является предметом обсуждений на различных международных форумах и исследований в рамках научных программ различных стран, в частности, с целью уменьшения количества плутония из ОЯТ тепловых реакторов [7]. Результаты многолетних экспериментальных исследований в этой области демонстрируют технологические и технические возможности изготовления на лабораторном уровне плутониевого топлива с МА эффективной плотностью после разбавления до  $0,3 - 0,4$  г/см<sup>3</sup> и глубокой трансмутации актинидов до  $\sim 90\%$ , включая америций и нептуний. В качестве инертных разбавителей был исследован широкий спектр оксидов ( $\text{MgO}$ ,  $\text{CaO}$ ,  $\text{ZrO}_2$ ...), карбидов ( $\text{SiC}$ ,  $\text{ZrC}$ ...), нитридов ( $\text{AlN}$ ,  $\text{ZrN}$ ,  $\text{TiN}$ ...), шпинелей, интерметаллидов и других материалов.

В настоящей работе в качестве инертных разбавителей рассматривались только оксид магния и нитрид циркония. Такой выбор был основан на предварительном анализе технологических возможностей АО «ВНИИНМ» и АО «ГНЦ НИИАР». Окончательный выбор наиболее подходящего материала для облучательных устройств

должен быть сделан на основании физических, технологических и экономических требований к мавэлам и ОУ.

В равной степени сказанное выше касается также и обоснования элементов замедлителя на основе гидрида циркония. Учитывая положительный опыт постановки сборок с замедлителем для наработки Со-60 в БН-350 [8] и БН-600 [9], можно заключить, что существующий технический и технологический уровень позволит решить и эту задачу в промышленном масштабе.

## Заключение

Нептуний и его продукты трансмутации не отличаются высокой активностью и тепловыделением, что позволяет утилизировать их гомогенно в топливе быстрых реакторов со скоростью 70–90 кг/год.

Для утилизации америция предлагается способ гетерогенной утилизации в боковом экране быстрого реактора в облучательных устройствах с замедлителем и их последующей длительной (суммарно ~60-ти лет) выдержкой. Это позволит утилизировать в БЭ до ~70 кг америция в год с использованием разрабатываемых сегодня технологий.

Такая производительность достигается за счет загрузки в БЭ быстрого реактора типа БН-1200 сравнительно небольших количеств америция (до 75 кг в год) с разбавлением его на ~90% инертным материалом. Для формирования высоких скоростей реакций на америции в ОУ предложено добавлять элементы с водородосодержащим замедлителем и смягчением спектра. В результате за время облучения утилизируется (в основном, превращаясь в изотопы плутония и кюрия) до 90% первоначально загруженного америция.

Для исключения обращения с высокоактивным «горячим» кюрием после выгрузки из реактора ОУ предлагается выдерживать в хранилище в течение ~60-ти лет. За это время количество кюрия снизится в три раза (останутся только низкоактивные долгоживущие изотопы Cm-245 и Cm-246), а активность и тепловыделение ОУ практически снизятся до уровня свежих ОУ с америцием, пригодных для переработки существующими сегодня технологиями.

Продукты трансмутации (изотопы урана, плутония и следы Np-237) после выделения направляются повторно в топливный цикл быстрых реакторов, где они трансмутируют в продукты деления. Небольшие количества оставшихся изотопов америция и кюрия без их разделения и фракционирования следует повторно направить на «дожигание» в боковом экране.

Среди рассмотренных возможных вариантов организации топливного цикла для утилизации америция и кюрия наименее затратным по объемам циркуляции и обращения с материальными потоками америция и кюрия представляется вариант, когда в активной зоне используется «чистое» топливо, а накапливаемый и выгружаемый из активной зоны собственный америций вместе с «внешним» америцием облучается в ОУ в БЭ реактора типа БН-1200 в течение восьми лет. Эффективность утилизации америция при этом составляет ~90%, а обращение с америцием и кюрием после длительного хранения ОУ в 60 лет минимально.

Повышение экономической эффективности в данном варианте связано со снижением радиационной нагрузки на весь топливный цикл реактора, а также практи-

чески полным исключением многократного рециклирования америция и обращения с «горячим» кюрием, дожиганием нефракционированной смеси америция и кюрия в ОУ БЭ и исключением склада кюрия.

### Литература

1. Исанов К.А., Сусакин В.А., Елисеев В.А., Гулевич А.В. Исследование влияния изотопного качества плутония МОКС-топлива на накопление и эффективность выжигания минорных актинидов в реакторе типа БН. *ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2024;4:137–152. EDN SRHDKS.

2. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А., Коробейникова Л.В., Крячко М.В., Першуков В.А., Троянов В.М. Возможность выжигания америция в быстрых реакторах. *Атомная энергия*. 2020;128(2):82–87. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3150/4122> (дата обращения 15.02.2026).

3. 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;1:215–223. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-1-215-223>

4. Исанов К.А., Закиров Н.А., Гулевич А.В. Исследование многократного рецикла америция при гомогенном выжигании в реакторе типа БН. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2025;3:45–58. EDN STAMXB.

5. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Полежаев А.А., Хасанова А.Э. Расчетные исследования эффективности выжигания МА в реакторе БОР-60. Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» – 2019 г. Димитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2020, с. 27–30.

6. Тузов А.А., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А., Зарапина Э.М., Троянов В.М. Особенности выжигания америция в быстром реакторе типа БН-1200. *Атомная энергия*. 2023;134(5–6):230–238. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5303/5291> (дата обращения 16.02.2026).

7. Viability of inert matrix fuel in reducing plutonium amounts in reactors. IAEA-TECDOC-1516, 2006. ISBN 92-0-110506-1.

8. Звонарев А.В., Коробейников В.В., Матвеев И.П., Сулов И.Р., Хомяков Ю.С., Цибуля А.М., Черный В.И., Школьник В.С., Нецвет В.П., Скориков Н.В., Зиновьев А.И., Родионов Н.Г. Получение  $^{60}\text{Co}$  в БН-350. *Атомная энергия*. 1994;77(6):454–457. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5010/4885> (дата обращения 16.02.2026).

9. Мальцев В.В., Карпенко А.И., Чернов И.А., Головин В.В. Опыт наработки  $^{60}\text{Co}$  в БН-600. *Атомная энергия*. 1999;86(3):216–219. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/4043/3906> (дата обращения 16.02.2026).

Поступила в редакцию 05.03.2026

После доработки 05.05.2026

Принята к опубликованию 12.05.2026

### Авторы

Бурьевский Иван Васильевич, старший научный сотрудник,

E-mail: [iburevskiy@ipre.ru](mailto:iburevskiy@ipre.ru)

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

E-mail: [avgulevich@ipre.ru](mailto:avgulevich@ipre.ru)

Гурская Ольга Станиславовна, начальник лаборатории,

E-mail: [gurskaya@ipre.ru](mailto:gurskaya@ipre.ru)

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

E-mail: decouss@ippe.ru

Елисеев Владимир Алексеевич, ведущий научный сотрудник, к.т.н.,

E-mail: eliseev@ippe.ru

Забродская Светлана Васильевна, ведущий научный сотрудник, к.ф.-м.н.,

E-mail: szabrodskaya@ippe.ru

Закиров Никита Альбертович, инженер-исследователь,

E-mail: nazakirov@ippe.ru

Исанов Кирилл Алексеевич, инженер-исследователь,

E-mail: kaisanov@ippe.ru

Коробейников Валерий Васильевич, главный научный сотрудник, профессор, д.ф.-м.н.,

E-mail: vvkorobeynikov@ippe.ru

Кузина Юлия Альбертовна, начальник отделения ядерной энергетики, к.т.н.,

E-mail: ukyzina@ippe.ru

Леванова Марина Викторовна, старший научный сотрудник,

E-mail: mlevanova@ippe.ru

Мосеев Андрей Леонидович, старший научный сотрудник,

E-mail: amoseev@ippe.ru

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

E-mail: vmtroyanov@ippe.ru

UDC 621.039.5

## Search for Ways to Reduce Material Flows under Americium and Curium Handling in Fuel Cycles of BN-1200 Type Reactor

**Burevsky I.V., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Zabrodskaya S.V., Zakirov N.A., Isanov K.A., Korobeynikov V.V., Kuzina Yu.A., Levanova M.V., Moseev A.L., Troyanov V.M.**

*IPPE JSC,*

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

### Abstract

The involvement of plutonium in the nuclear fuel cycle (NFC) and the high-level radioactive wastes management (HLW) (in particular, minor actinides (MA)) is the main problem that the future two-component nuclear energy system with fast and thermal reactors is associated with. The paper analyzes the possibilities of MA volumes reduction and handling with it. (Americium and curium are under consideration in the paper) in the sodium-cooled fast reactor fuel cycle. There are three options for americium and curium handling in a closed fuel cycle based on plutonium. Homogeneous utilization of americium in the reactor core with an excess of its equilibrium content. Joint utilization of "inherent" (equilibrium) americium in the core (under homogeneous burn-out) and from other sources in the irradiating devices of the blanket with a moderator (heterogeneous burn-out). The concept of "clean" fuel – "dirty" wastes, in which the entire disposal (including its own) Americium is carried out by irradiation in a blanket. The paper analyzes the material flows of MA for each NFC option over 60 years of a BN-1200 fast reactor lifetime, estimates the annual production and reprocessing volumes of fuel and irradiating devices with MA (taking into account the radiation characteristics of fresh and irradiated fuel), and concludes that the fuel cycle option with "clean" fuel is preferable, minimizing circulation of MA.

**Keywords:** fast reactor, minor actinides, recycling, americium, curium, homogeneous/heterogeneous disposal, irradiation device, moderator, closed nuclear fuel cycle.

**For citation:** Burevsky I.V., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Zabrodskaya S.V., Zakirov N.A., Isanov K.A., Korobeynikov V.V., Kuzina Yu.A., Levanova M.V., Moseev A.L., Troyanov V.M. Search for Ways to Reduce Material Flows under Americium and Curium Handling in Fuel Cycles of BN-1200 Type Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;2:135–153. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.09> (in Russian)

## References

1. Isanov K.A., Susakin V.A., Eliseev V.A., Gulevich A.V. Investigation of the effect of the isotopic quality of plutonium MOX fuel on the accumulation and efficiency of burning minor actinides in a BN-type reactor. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear Reactor Constants*. 2024;4:137–152. EDN SRHDKS (in Russian).
2. Gulevich A.V., Eliseev V.A., Klinov D.A., Korobeinikova L.V., Kryachko M.V., Pershukov V.A., Troyanov V.M. Possibility of Burning Americium in Fast Reactors. *Atomic Energy*. 2020;128(2):88–94. DOI: <https://link.springer.com/article/10.1007/s10512-020-00656-w>
3. 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. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear Reactor Constants*. 2019;1:215–223. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-1-215-223> (in Russian).
4. Isanov K.A., Zakirov N.A., Gulevich A.V. Investigation of americium multiple recycling during homogeneous burning in a BN-type reactor. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear Reactor Constants*. 2025;3:45–58. EDN CTAMXB (in Russian).
5. Zhemkov I.Yu., Nabojshnikov Yu.V., Polezhaev A.A., Khasanova A.E. Calculational studies on effectiveness burning of MA in the BOR-60 reactor. Scientific Annual Report of RIAR JSC – 2019. Dimitrovgrad, 2020, RIAR JSC Publ., p. 27–30 (in Russian).
6. 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 a BN-1200M fast reactor. *Atomic energy*. 2023;134(5–6):312–321. DOI: <https://link.springer.com/article/10.1007/s10512-024-01060-4>
7. Viability of inert matrix fuel in reducing plutonium amounts in reactors. IAEA-TECDOC-1516, 2006. ISBN 92-0-110506-1.
8. Zvonarev A.V., Korobejnikov V.V., Matveenko I.P., Suslov I.R., Khomyakov Yu.S., Czibulya A.M., Cherny V.I., Shkolnik V.S., Neczvet V.P., Skorikov N.V., Zinovev A.I., Rodionov N.G. <sup>60</sup>Co production in BN-350 reactors. *Atomic energy*. 1994;77(6):940–943. DOI: <https://link.springer.com/article/10.1007/BF02415548>
9. Malczew V.V., Karpenko A.I., Chernov I.A., Golovin V.V. Experience with <sup>60</sup>Co production in BN-600. *Atomic energy*. 1999;86(3):219–221. DOI: <https://link.springer.com/article/10.1007/BF02672950>

## Authors

Ivan V. Burevsky, senior researcher,

E-mail: [iburevsky@ippe.ru](mailto:iburevsky@ippe.ru)

Andrey V. Gulevich, head of the reactor physics department, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: [avgulevich@ippe.ru](mailto:avgulevich@ippe.ru)

Olga S. Gurskaya, head of laboratory,

E-mail: [gurskaya@ippe.ru](mailto:gurskaya@ippe.ru)

Viktor M. Dekusar, leading researcher, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [decouss@ippe.ru](mailto:decouss@ippe.ru)

Vladimir A. Eliseev, leading researcher, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [eliseev@ippe.ru](mailto:eliseev@ippe.ru)

Svetlana V. Zabrodsкая, leading researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: [szabrodsкая@ippe.ru](mailto:szabrodsкая@ippe.ru)

Nikita A. Zakirov, research engineer,

E-mail: [nazakirov@ippe.ru](mailto:nazakirov@ippe.ru)

Kirill A. Isanov, research engineer,

E-mail: [kaisanov@ippe.ru](mailto:kaisanov@ippe.ru)

Valeriy V. Korobeynikov, principal scientist, professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: [vvkorobeynikov@ippe.ru](mailto:vvkorobeynikov@ippe.ru)

Yulia A. Kuzina, head of the nuclear energy department, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [ukyzina@ippe.ru](mailto:ukyzina@ippe.ru)

Marina V. Levanova, senior researcher,

E-mail: [mlevanova@ippe.ru](mailto:mlevanova@ippe.ru)

Andrey L. Moseev, senior researcher,

E-mail: [amoseev@ippe.ru](mailto:amoseev@ippe.ru)

Vladimir M. Troyanov, scientific director, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: [vmtroyanov@ippe.ru](mailto:vmtroyanov@ippe.ru)