

УДК 621.039.5

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.02>*Оригинальная статья / Original paper*

Пять функций быстрых натриевых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетике

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

АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,

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

Реферат. Сегодня тепловые реакторы, являющиеся основой современной ядерной энергетике России, могут потреблять плутоний, но в ограниченных количествах и с невысоким содержанием пороговых изотопов, поэтому их топливообеспечение фактически ограничивается запасами природного урана. Быстрые реакторы создавались для расширенной наработки плутония и возможности их топливообеспечения ограничиваются ресурсами урана-238, которого на два порядка больше, чем урана-235. В статье рассмотрены следующие возможные функции быстрых реакторов в будущей двухкомпонентной ядерной энергетике, переход к которой в ближайшие десятилетия является стратегической целью Госкорпорации «Росатом»: производство электроэнергии; обеспечение баланса плутония в системе быстрых и тепловых реакторов; «облагораживание» плутония из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов; утилизация долгоживущих отходов ядерной энергетике; наработка востребованных промышленностью и медициной радиоизотопов. Для достижения высокой эффективности выполнения данных функций потребуется создание специализированных модификаций быстрых реакторов. В результате из тепловых и быстрых реакторов можно создать устойчивую, многофункциональную и безотходную новую ядерную энергетике с практически неограниченным топливным ресурсом.

Ключевые слова: двухкомпонентная система ядерной энергетике, быстрые реакторы, тепловые реакторы, отработавшее ядерное топливо, замыкание ядерного топливного цикла, плутоний, уран, минорные актиниды, изотопы, утилизация.

Для цитирования: Бурьевский И.В., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А., Закиров Н.А., Исанов К.А., Коробейников В.В., Кузина Ю.А., Мосеев А.Л., Троянов В.М., Шагинян Р.А. Пять функций быстрых натриевых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетике. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2026;2:29–44. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.02>

Введение

Стратегической целью Госкорпорации «Росатом» на ближайшие десятилетия определен перевод ядерной энергетики в двухкомпонентную структуру с тепловыми и быстрыми реакторами и единым замкнутым ядерным топливным циклом (ЯТЦ) [1 – 8]. Ожидается, что двухкомпонентная атомная энергетика (ДАЭ) позволит решить следующие системные задачи [1 – 9]:

- обеспечение долгосрочного и надежного топливообеспечения ядерной энергетики за счет перехода от уранового к смешанному уран-плутониевому топливу;
- регулирование и балансировка запаса плутония в глобальной системе ядерной энергетики с тепловыми и быстрыми реакторами, включая «облагораживание» изотопного вектора плутония;
- переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов, включая ОЯТ, возвращаемое от зарубежных АЭС, построенных по российским проектам;
- утилизация минорных актинидов и других долгоживущих высокоактивных отходов, накопленных от деятельности тепловых реакторов;
- наработка медицинских, технологических и энергетических изотопов, включая кобальт-60, плутоний-238 и другие.

В зависимости от функциональных задач [10 – 15] быстрые реакторы могут подразделяться на несколько групп по примеру того, как это предложено в работе [16] для быстрых реакторов-производителей электроэнергии и реакторов-выжигателей минорных актинидов (МА). В российской ядерно-энергетической системе дополнительно к этим типам реакторов могут появиться специализированные реакторы-наработчики топлива для быстрых и тепловых реакторов, реакторы-«кондиционеры» для «облагораживания» изотопного состава плутония от тепловых реакторов, реакторы-«изотопщики» для производства различных изотопов как в активной зоне, так и в зонах воспроизводства и, возможно, другие [9]. Проекты перечисленных типов реакторов могут различаться с учетом специфики решаемых задач и соответствующих технических требований к топливу, активной зоне и топливной инфраструктуре. Вместе они образуют многофункциональную компоненту быстрых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетике.

В настоящее время в качестве существующей технологической базы для такой компоненты могут рассматриваться только серийные быстрые натриевые реакторы большой мощности [6, 17], которые наряду с производством электроэнергии способны обеспечить замыкание единого с тепловыми реакторами топливного цикла и решить перечисленные выше задачи.

Рассмотрим функции быстрых натриевых реакторов более подробно.

Производство электроэнергии

Главной функцией быстрых реакторов является производство электрической энергии при как можно более низком LCOE (нормированная (усредненная) стоимость электроэнергии (от англ. Levelized Cost of Energy)). В быстрых реакторах используется жидкотеплоноситель, который позволяет обеспечивать более высокую температуру пара (по сравнению с ВВЭР). Поэтому эти реакторы производят элект-

Пять функций быстрых натриевых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетике

троэнергию с более высоким КПД, т.е. с меньшим удельным потреблением тяжелого металла (урана) и образованием продуктов деления.

Снижения LCOE можно добиться при уменьшении капитальных затрат, сокращении сроков сооружения энергоблоков, а также за счет минимизации операционных затрат, снижения топливной составляющей стоимости (ТСС) при оптимизации переработки ОЯТ БН, уменьшения обращения с МА, включая меры организационно-экономического характера.

Для примера в работе [18] показано, что снижения ТСС можно достичь за счет принятия решения об «отложенной» переработке ОЯТ БН до момента, когда может наблюдаться недостаток плутония при интенсивном пуске быстрых реакторов, а переработка станет более экономически целесообразной. Предполагается, что при этом весь плутоний из ОЯТ тепловых реакторов будет однократно рециклирован через натриевые реакторы, а накопленное количество ОЯТ БН станет достаточным для экономически обоснованного сооружения и загрузки мощностей централизованного завода по его переработке.

Данный вопрос был исследован для модельного сценария развития ядерной энергетики России [18]. Сценарий представлен на рис. 1а. Результаты, согласно рис. 1б, показали, что потребность в переработке ОЯТ быстрых реакторов в рассматриваемом сценарии возникнет после 2055 г., при этом ТСС производства электричества может быть снижена на 25% за счет приоритетной и крупномасштабной переработки ОЯТ тепловых реакторов.

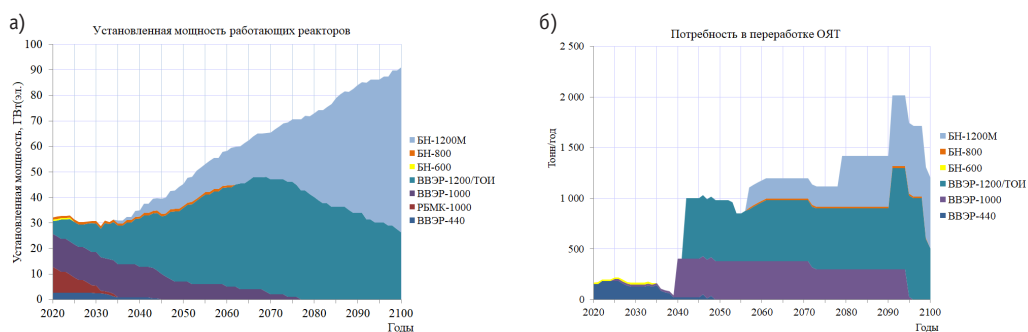


Рис. 1. Структура мощностей (а) и объемов переработки ОЯТ(б) в сценарии развития ДАЭ с тепловыми и быстрыми реакторами [18]

Баланс плутония в системе быстрых и тепловых реакторов

Следующая функция связана с возможностью регулирования и балансировки плутония в ДАЭ. Она основана на способности быстрого реактора как к «сжиганию», так и к расширенному воспроизводству плутония.

В таблице 1 схематично показаны рассматриваемые варианты зон воспроизводства в модельном быстром натриевом реакторе большой мощности, где обозначено: АЗ – активная зона, АП – аксиальная прослойка в активной зоне, НТЗВ – нижний торцевой экран, БЭ – боковой экран.

В каждом варианте переработка ОЯТ активной зоны осуществляется с учетом плутония из всех зон воспроизводства. Таким образом, для каждого варианта получается собственное равновесное топливо.

Таблица 1

Варианты зон воспроизводства в модельном быстром натриевом реакторе большой мощности

Вариант компоновки	1	2	3	4	5	6	7
АЗ	+	+	+	+	+	+	+
АП	+	+	+	+	+	+	+
НТЗВ	–	5 см	10 см	20 см	40 см	40 см	40 см
БЭ	–	–	–	–	–	1 ряд	2 ряда

На рисунке 2 (а–е) показаны коэффициенты воспроизводства, баланс плутония, доля его нечетных изотопов, масса плутония при переработке в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ) реактора, наработка америция и курция соответственно для всех вариантов. Видно, что при увеличении количества зон воспроизводства коэффициент воспроизводства меняется от 0,98 до 1,12, ценность топлива улучша-

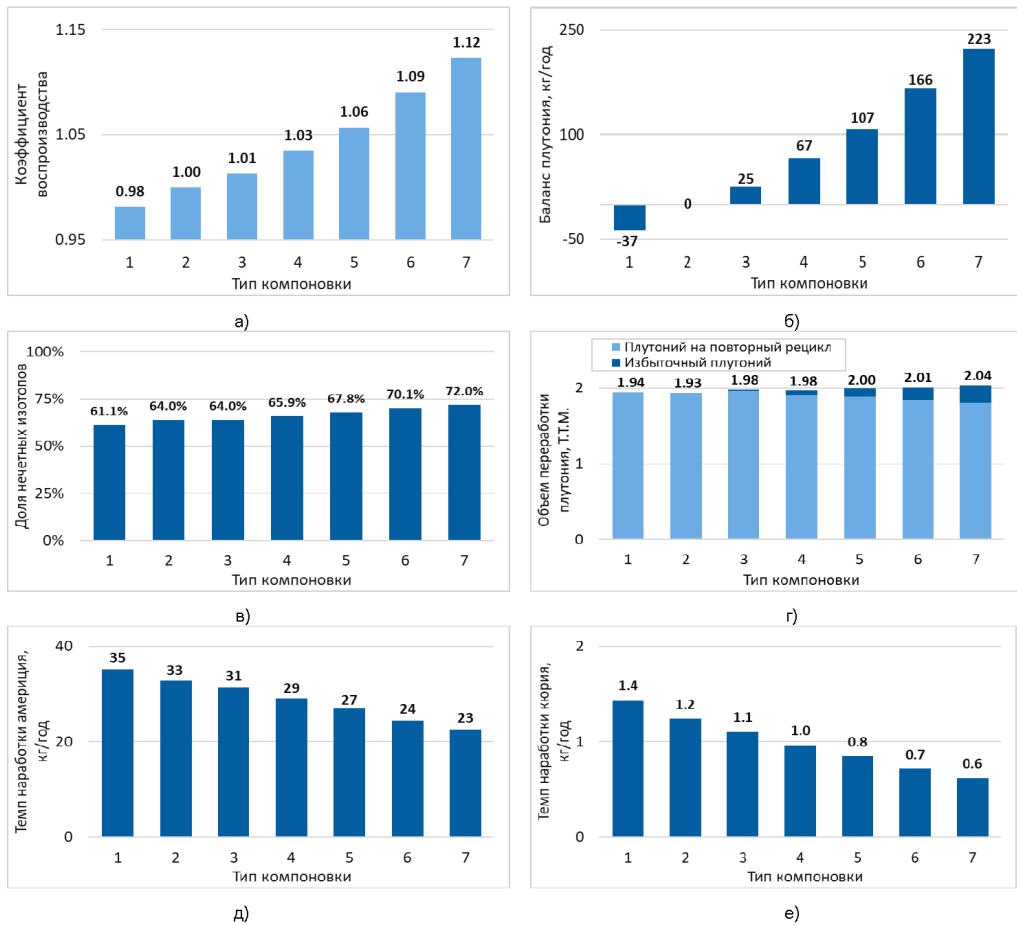


Рис. 2. Коэффициенты воспроизводства (а), баланс плутония (б), доля нечетных изотопов плутония (в), масса плутония при переработке (г), скорость наработки америция (д) и курция (е) в топливном цикле реактора для вариантов 1 – 7 соответственно

ется – доля нечетных изотопов увеличивается с 0,61 до 0,72, избыток плутония после переработки ОЯТ БН составляет более 100 кг/год.

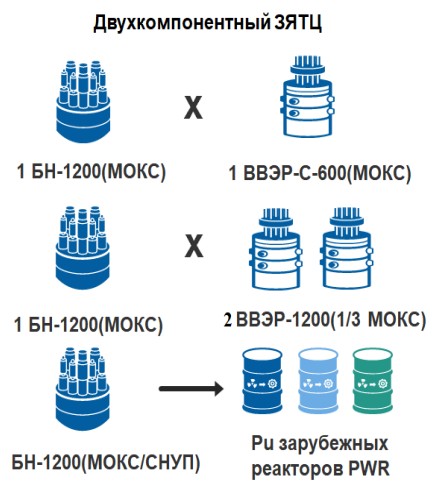
Эффект от максимального вовлечения в топливный цикл плутония из зон воспроизводства можно назвать «самооблагораживанием» плутония быстрого реактора, который позволяет минимизировать количество плутония и его рецикл в ЗЯТЦ реактора за счет уменьшения доли пороговых изотопов с 39 до 28%. Кроме того в боковом экране реактора при наработке плутония происходит его деление, тепловая мощность, выделяемая при этом, составляет ~3% от общей мощности реактора, что позволяет «разгрузить» ТВС активной зоны и увеличить ее кампанию. Это также может положительно сказаться на ТСС LCOE.

Помимо этого с увеличением воспроизводящих свойств в «чистом» топливе уменьшается скорость наработки америция, согласно рис. 2д, и кюрия, согласно рис. 2е.

Другой положительный эффект максимального применения зон воспроизводства заключается в том, что избыток плутония из БЭ быстрого реактора может использоваться без ограничений на количество пороговых изотопов в качестве МОКС-топлива для будущих тепловых реакторов со спектральным регулированием типа ВВЭР-С или ВВЭР-СКД. При этом поскольку обогащение топлива (по плутонию) в тепловом реакторе в ~4–5 раз меньше, чем в быстром, количество такого топлива окажется довольно значимым. Так в боковом экране реактора типа БН может набираться до 100 кг низкофонового плутония в год, которого достаточно для изготовления ~2 т топлива тепловых реакторов.

Облагораживание изотопного состава плутония для тепловых реакторов

Плутоний из ОЯТ тепловых реакторов отличается высоким содержанием пороговых изотопов и не может в них повторно использоваться. Кроме того коэффициент воспроизводства тепловых реакторов меньше единицы. Поэтому замкнутый топливный цикл уран-плутониевого топлива в тепловых реакторах невозможен. В то же время при использовании плутония из ОЯТ теплового реактора в топливе быстрого реактора содержание пороговых изотопов существенно снижается. Кроме того, в быстром реакторе есть несколько зон воспроизводства: аксиальная прослойка, нижний и боковой экраны, в которых из обедненного урана набирается низкофоновый плутоний. Идея регулирования изотопного состава плутония (из ОЯТ PWR) за счет его облучения в быстрых реакторах (на примере ASTRID) была предложена французскими специалистами в 2017 г. [19, 20]. При смешивании этого плутония с плутонием из облученного топлива быстрого реактора доля пороговых изотопов дополнительно снижается, что позволяет использовать этот плутоний в реакторах тепловых. Масса такого «облагороженного» плутония будет на порядок больше, чем плутония из бокового экрана, что позволит организовать совместный топливный цикл ядерной энергетике из тепловых и быстрых реакторов. Российские исследования подтвердили эффективность такого совместного топливного цикла [21, 22]. В исследованиях было показано, что один быстрый реактор будет обеспечивать топливом один реактор ВВЭР-С-600, работающий на МОКС-топливе, либо два ВВЭР-1200, работающих на 1/3 МОКС-топлива. Кроме того предполагается наличие возможности оказания услуги



При переходе на СНУП-топливо и с компоновкой, включающей БЗВ, соотношение реакторов ВВЭР к БН может увеличиться до 2-х.

Рис. 3. Соотношение реакторов ВВЭР и БН в совместном ЗЯТЦ

годного для использования в ВВЭР;

- снизить тепловыделение и активность плутония;
- пассивно выжигать до 100 кг в год плутония-241 – источника америция (до 115 кг/год в СНУП-топливе).

Таким образом, создание системы ЯЭ из тепловых и быстрых реакторов с совместным топливным циклом позволит реализовать надежное ее топливообеспечение на длительное время. Более того, это позволит расширить экспортные возможности Госкорпорации «Росатом» за счет предоставления зарубежным заказчикам услуг по топливообеспечению тепловых реакторов (за счет улучшения изотопного вектора плутония), балансировки запасов плутония в глобальной (мировой) системе ядерной энергетики, а также на заключительной стадии топливного цикла путем утилизации минорных актинидов.

Утилизация минорных актинидов

Следующая функция быстрых натриевых реакторов связана с утилизацией долгоживущих изотопов минорных актинидов [23 – 26].

Нептуний, в основном, образуется в тепловых реакторах из урана-235 (сегодня в ЯЭ России темп накопления ~ 200 кг/год), его образование в быстрых реакторах (за счет распада америция) незначительно. Америций образуется в значительно больших количествах (~700 кг/год) [24], в основном, в ОЯТ тепловых реакторов (за счет распада изотопа плутония-241). Он также образуется и в быстрых реакторах из тяжелых изотопов плутония-241 и -242. Для одного реактора типа БН при гомогенном выжигании в зависимости от доли вовлекаемого америция темп наработки кюрия может достигать 13 кг/год.

по обогащению плутония из ОЯТ PWR с МОКС-топливом зарубежного заказчика. Соотношение реакторов ВВЭР и БН в совместном ЗЯТЦ представлено на рис. 3.

Результаты моделирования совместного топливного цикла показывают, что обогащение плутония в МОКС-топливе натриевого реактора большой мощности позволяет

- осуществлять обмен плутонием в двухкомпонентном ЯТЦ;
- увеличить долю делящихся изотопов до ~72% (~75% при обогащении в СНУП-топливе реактора БН);
- компенсировать потерю его массы до 220 кг/год при его повторном использовании в ВВЭР (в СНУП-топливе до 250 кг/год).
- расширить топливную базу ядерной энергетики (ЯЭ) на 110 – 140 т за счет вовлечения плутония из ОЯТ УОКС РБМК, непри-

Пять функций быстрых натриевых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетике

Реакторными способами утилизации МА являются гомогенная утилизация в топливе активной зоны и гетерогенная утилизация в специализированных сборках бокового экрана реактора на быстрых нейтронах.

Эффективности гомогенной утилизации нептуния и америция зависят от доли МА в топливе и изотопного состава плутония при рецикле. Максимальная доля гомогенно вовлекаемых МА определяется тепловыделением свежей и отработавшей ТВС соответственно. Максимальная доля МА в топливе при многократном рецикле по отдельности америция и нептуния составляет соответственно 2,2 и 2,8%, при этом формируются темпы утилизации ~50 и 100 кг/год. Недостатком гомогенного способа являются низкие эффективности утилизации, составляющие ~20–30%, ухудшение изотопного состава плутония при рецикле (увеличение доли плутония-238 и плутония-242) и высокие темпы накопления кюрия (при трансмутации америция).

Утилизация америция гетерогенным способом при разбавлении его инертным материалом позволяет достичь не только темпов утилизации ~80 кг/год, но и значительно большей эффективности ~90%. Еще одним преимуществом такого способа является возможность утилизации кюрия – продукта трансмутации америция, что требуется для полного замыкания топливного цикла по минорным актинидам.

После облучения специализированные сборки предлагается выдерживать в борной защите реактора и внешнем хранилище в течение ~60-ти лет для исключения необходимости обращения с высокоактивным «горячим» кюрием-244. За это время количество кюрия снизится в три раза (останутся только, в основном, низкоактивные долгоживущие изотопы -245 и -246), а активность и тепловыделение облучательных устройств (ОУ) снизятся практически до уровня «свежих» ОУ с америцием, пригодных для переработки с использованием существующих сегодня технологий.

Исследование показало, что наименее затратным по объемам циркуляции и обращения с америцием и кюрием представляется вариант, когда в активной зоне используется «чистое» топливо, а наработанный в активной зоне «собственный» америций вместе с «внешним» америцием облучается в ОУ с замедлителем БЭ реактора типа БН 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 (рис. 4). После утилизации и хранения небольшое количество оставшихся низкоактивных изотопов америция и кюрия без их разделения можно повторно направить на «дожигание» в боковом экране.

Повышение экономической эффективности в данном варианте связано со снижением радиационной нагрузки на весь топливный цикл реактора, а также с практически полным исключением многократного рециклирования америция и обращения с «горячим» кюрием, дожиганием «неразделенной» смеси америция и кюрия в ОУ БЭ и исключением склада кюрия.

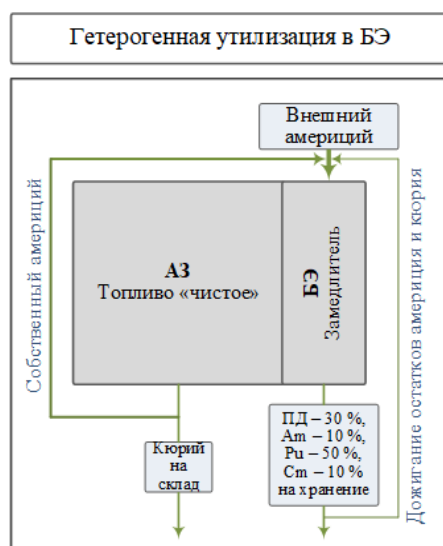


Рис. 4. Схема ЯТЦ для утилизации америция в БЭ реактора БН

Производство изотопов

Последняя функция реакторов типа БН связана с наработкой промышленных и энергетических изотопов. Наиболее известные из них кобальт-60 (используется для стерилизации продуктов и в медицинских целях) и плутоний-238 (используется в автономных источниках энергии) можно эффективно нарабатывать в боковом экране быстрых реакторов.

Проведены исследования, в которых наработка кобальта рассматривается во втором ряду бокового экрана реактора БН-800 (для защиты активной зоны от тепловых нейтронов первый ряд заполнен сборками стальной защиты). Достижение необходимых спектральных параметров в облучательных устройствах в быстром реакторе осуществляется, в основном, за счет применения гидридов металлов. В России существует положительный опыт применения гидрида циркония для наработки кобальта-60 в реакторе типа БН. Энергетический реактор БН-800 позволяет за один год облучения нарабатывать кобальт-60 до 8 МКи активностью ~100 Ки/г [15, 27 – 29], что в свою очередь минимум в пять раз быстрее, чем в реакторах РБМК [30, 31]. В реакторах ВВЭР наработка данного изотопа не ведется.

Особенностью целевого изотопа плутония-238 является наличие только α -излучения с тепловой мощностью 570 Вт/кг, поэтому он может использоваться как источник тепла вблизи электронных устройств и допускает ручные операции. До сих пор этот изотоп нарабатывался в промышленном графитовом реакторе. Нарработка плутония-238 в боковом экране быстрого реактора без использования технологии разбавления не позволяет обеспечить его должное качество, но исследования показали возможность его наработки требуемого качества из нептуния-237 в специальных облучательных устройствах в боковом экране быстрого реактора. При использовании такого способа в реакторах типа БН годовой объем наработки плутония-238 составляет более 10 кг в год. Темпы наработки плутония-238 в существующих специализированных реакторах, а также в исследованиях в тепловых энергетических реакторах не превышают 3 кг/год [32 – 35].

Заключение

Поэтапный перевод ядерной энергетики России в режим двухкомпонентной ядерной энергетической системы с тепловыми и быстрыми реакторами в едином замкнутом ЯТЦ позволяет решить ряд хорошо известных отложенных задач современной энергетики. Помимо этого быстрые реакторы в ДАЭ могут взять на себя ряд функций, таких как неограниченное по времени топливообеспечение системы, очистка ее от долгоживущих и опасных отходов, производство важных радиоизотопов.

Предварительная расчетная оценка этих дополнительных по отношению к производству электроэнергии возможностей показывает следующее.

1. Быстрые натриевые реакторы обладают необходимым нейтронно-физическим потенциалом для реализации утроения установленных ядерных мощностей к концу века и создания производств для переработки их ОЯТ.

2. Воспроизводящие свойства реактора типа БН с МОКС- (и в перспективе СНУП) топливом обеспечивают регулирование образования плутония от его «сжигания» в количестве ~40 кг/год до избыточного воспроизводства ~250 кг/год при увеличении

его ценности. Кроме того при высоком коэффициенте воспроизводства в «чистом» топливе скорости наработки собственного америция и кюрия составляют минимальные значения ~ 23 и 0,6 кг/год соответственно.

3. Функция «облагораживания» плутония из МОКС ОЯТ тепловых реакторов позволяет организовать совместный топливный цикл, в котором один быстрый натриевый реактор будет обеспечивать топливом один - два реактора типа ВВЭР-С-600 или ВВЭР-СКД.

4. Наименее затратным по объемам рецикла и обращения с америцием и кюрием представляется вариант ЯТЦ, когда в активной зоне используется «чистое» топливо, а наработанный в активной зоне «собственный» америций вместе с «внешним» америцием облучается в ОУ с замедлителем в боковом экране реактора типа БН. Эффективность утилизации америция при этом составляет ~90%, а обращение с америцием и кюрием после длительного хранения ОУ в 60 лет минимально, склад кюрия может быть исключен.

5. В боковом экране быстрых реакторов типа БН возможна наработка востребованных промышленностью и медициной изотопов кобальта-60 и плутония-238 в объеме до 8 МКг/год и более 10 кг/год соответственно.

Все это дает основание для создания на базе быстрых натриевых реакторов многофункциональной топливной компоненты будущей двухкомпонентной ядерной энергетике и может существенно улучшить экономику ядерной энергетической системы России.

Литература

1. Стратегия 2021: Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года. Москва, 2023, 64 с. ISBN 978-5-907589-37-7.

2. Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Калугин М.А., Кухаркин Н.Е., Семченков Ю.М., Сидоренко В.А., Субботин С.А., Теплов П.С., Фомиченко П.А., Асмолов В.Г. К стратегии развития ядерной энергетики России. *Атомная энергия*. 2019;126(4): 183–187. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2546> (дата обращения 10.02.2026).

3. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами. Под общ. ред. Е.О. Адамова. М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020, 502 с. ISBN 978-5-98706-129-9.

4. 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. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016/p35/ (дата обращения 10.02.2026).

5. Зродников А.В., Коробейников В.В., Мосеев А.Л., Егоров А.Ф., Декусар В.М. Многокритериальный анализ эффективности сценариев развития ядерной энергетики России в условиях неопределенности знаний о будущем. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2020;3:5–16. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2020.3.01>

6. Алексеев П.Н., Баланин А.Л., Декусар В.М., Егоров А.Ф., Клинов Д.А., Коробейников В.В., Марова Е.В., Маслов А.М., Невиница В.А., Староверов А.И., Фомиченко П.А., Шепелев С.Ф., Широков А.В. Развитие физико-технических решений по проекту БН-1200 в контексте повышения конкурентоспособности технологии БН. *Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерно-реакторные константы*. 2018;2:71–83. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2018/2-8.pdf> (дата обращения 10.02.2026).

7. Алексеев П.Н., Баланин А.Л., Гулевич А.В., Декусар В.М., Егоров А.Ф., Клинов Д.А., Коробейников В.В., Марова Е.В., Маслов А.М., Мосеев А.Л., Невиница В.А., Теплов П.С., Троянов В.М.,

Фомиченко П.А., Шепелев С.Ф. Облик двухкомпонентной ядерной энергетической системы на базе ВВЭР и реакторов БН. *Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерно-реакторные константы*. 2022;4:59–74. EDN: SERQAA.

8. Алексеев П.Н., Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю., Кухаркин Н.Е., Семченков Ю.М., Сидоренко В.А., Субботин С.А., Цибульский В.Ф., Штромбах Я.И. О стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 г. *Атомная энергия*. 2011;111(4):183–196. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2052> (дата обращения 10.02.2026).

9. Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М., Елисеев В.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л. Системные возможности быстрых натриевых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетике. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2024;1:5–17. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.01>

10. Алексеев П.Н., Бландинский В.Ю., Баланин А.Л. и др. Многофакторная оценка конкурентоспособности коммерческого энергоблока типа БН в системе энергетики России. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2019;3:45–61. EDN: ODZQKQ. DOI: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-3-45-61>.

11. Assessment of Nuclear Energy Systems based on a Closed Nuclear Fuel Cycle with Fast Reactors. IAEA-TECDOC- 1639/Rev. 1. Vienna, IAEA, 2012, 61 p.

12. Lemasson D., Le Mer J., Garzenne C. Scenario of a Symbiotic Nuclear Fleet Composed of PWRs and SFRs. ICONE20, Anaheim, USA, July 30 – August 3, 2012.

13. Котов Я.А., Невиница В.А., Фомиченко П.А. Выжигание минорных актинидов в реакторе типа БН-1200 с использованием ТВС с внутрикассетной гетерогенностью. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2023;2:102–110. EDN: DRXUTG. URL: <https://vant.ippe.ru/year2023/2/radiation-technologies/2325-7.html> (дата обращения 10.02.2026).

14. Каширина В.Е., Невиница В.А., Котов Я.А. и др. Исследование эффективности гетерогенного выжигания минорных актинидов в отражателе быстрого реактора. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2025;1:44–55. EDN: CVLYQJ. URL: <https://vant.ippe.ru/year2025/1/neutron-constants/2623-4.html> (дата обращения 10.02.2026).

15. Risovanyi V. Radioactive isotope production in the fast neutron nuclear reactor. *Journal of Physics: Conference Series*. 2020;1475:012015. DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1475/1/012015>

16. Camarcat N., Garzenne C., Mer J. et al. Industrial research for transmutation scenarios. *Comptes Rendus Mecanique*. 2011;339(4):209–218. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.crme.2011.01.006>

17. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С., Матвеев В.И., Елисеев В.А., Цикунов А.Г., Васильев Б.А., Белов С.Б., Фаракшин М.Р. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора. *Атомная энергия*. 2010;108(4):206–211. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t108-4_2010/p206/ (дата обращения 12.02.2026).

18. Тузов А.А., Троянов В.М., Гулевич А.В., Гурская, В.М. Декусар, А.Л. Мосеев, Симоненко В.А. К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ России. *Атомная энергия*. 2022;133(2):71–76. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5219/5207> (дата обращения 12.02.2026).

19. Grouiller P., Coquelet C., Venard C. Plutonium recycling capabilities of ASTRID reactor. IAEA-CN-245-348. 2017. URL: https://www.researchgate.net/publication/317380638_Plutonium_recycling_capabilities_of_ASTRID_reactor#citations (дата обращения 12.02.2026).

20. Camarcat N., Lecarpentier D., Lavaud F., Lemaire P. Plutonium multi recycling in pressurised water reactors of the EPR type using laser isotope separation of Pu-242. *Annals of Nuclear Energy*. 2019;129:399–411. URL: https://www.researchgate.net/publication/334140441_Plu

Пять функций быстрых натриевых реакторов в двухкомпонентной ядерной энергетике

onium_multi_recycling_in_pressurised_water_reactors_of_the_EPR_type_using_laser_isotope_separation_of_Pu242 (дата обращения 12.02.2026).

21. Клинов Д.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А., Бурьевский И.В., Гурская О.С., Троянов В.М., Мерьо К., Лемассон Д., Велардо Э., Камарка Н. Корректировка изотопного состава плутония с помощью быстрых реакторов. *Атомная энергия*. 2020;129(5):265–272. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3999/4534> (дата обращения 13.02.2026).

22. Eliseev V., Klinov D., Camarcat N., Lemasson D., Mériot C., Pershukov V.A., Troyanov V.M., Velardo H. On the possibility to improve mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors. *Nuclear Energy and Technology*. 2020;6(2):131–135. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.6.51587>

23. 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://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t128-2_2020/r82 (дата обращения 15.02.2026).

24. Декусар В.М., Зродников А.В., Елисеев В.А., Мосеев А.Л. К вопросу накопления и реакторной утилизации америция в ядерной энергетике. *Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерно-реакторные константы*. 2019;1:215–223. URL: <https://doi.org/10.55176/2414-1038-2019-1-215-223> (дата обращения 12.02.2026).

25. 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> (дата обращения 16.02.2026).

26. Троянов В.М., Бурьевский И.В., Гулевич А.В. и др. Поиск путей уменьшения материальных потоков при обращении с Ам и Сп в топливных циклах реактора типа БН-1200. Сб. тезисов конф. «Новая атомная энергетика – 2025», Москва, 2025.

27. Дзугкоева Э.М., Евдокимов В.П., Стогов В.Ю., Шагинян Р.А. Исследование возможности наработки кобальта-60 заданной удельной активности в реакторе типа БН-800. Сб. материалов научно-практической конф. «Ядерные технологии: от исследований к внедрению – 2021». Нижний Новгород, 16 апреля 2021 года. НГТУ им. Р.Е. Алексеева, 2021, с. 38–40. EDN: SLOZUD.

28. Варивцев А.В., Жемков И.Ю., Романов Е.Г. и др. Физическая оптимизация облучательного устройства для накопления кобальта-60 высокой удельной активности в реакторе БН-600. *Известия Самарского научного центра Российской академии наук*. 2014;16(6):112–118. URL: http://www.ssc.smr.ru/izv_2014_6.html (дата обращения 20.04.2026).

29. Шагинян Р.А., Коробейникова Л.В. Особенности наработки изотопов в быстрых реакторах. *Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерно-реакторные константы*. 2023;3:86–93. EDN: YLGTAV. URL: <https://vant.ippe.ru/year2023/3/radiation-technologies/2369-7.html> (дата обращения 10.02.2026).

30. Борщев В.П., Жуков И.В., Мельников О.П., Рождественский М.И., Черкашов Ю.М., Бураков Е.В., Кватор В.М., Горбунов Е.К., Лебедев В.И., Фурсов А.Н., Шевченко В.Г., Кузнецов В.Ю., Миронов Ю.И., Романенко В.И., Ряховских В.И. Возможности наработки радионуклидов на АЭС с РБМК. *Атомная энергия*. 2003;95(6):450–457. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3579/3465> (дата обращения 10.02.2026).

31. Базулин И.А., Давыдова Г.Б., Тупотилов И.А., Федосов А.М. Активная зона канального реактора для накопления кобальта-60. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. 2025;1:25–33. URL: <https://nrcki.ru/catalog/nauka/nauchno-organizacionnaya-deyatelnost/izdaniya-kurchatovskogo-instituta/vant-fizika-yadernyh-reaktorov/37331/> (дата обращения 10.02.2026).

32. Isotope Production at the Hanford Site in Richland, Washington, report, June 1, 1999. Richland, Washington. URL: <https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc877112/> (дата обращения 20.04.2026).

33. Shmelev A.N., Geraskin N.I., Kulikov G.G., Kulikov E.G., Apse V.A., Glebov V.B. The problem of large-scale production of plutonium-238 for autonomous energy sources. *Journal of Physics: Conference Series*. 2020;1689:012030. DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1689/1/012030>

34. Shmelev A.N., Geraskin N.I., Kulikov G.G., Kulikov E.G., Apse V.A., Glebov V.B. A Possibility for Large-Scale Production of ^{238}Pu in Light-Water Reactor VVER-1000. *Journal of Nuclear Physics and Engineering*. 2022;3:263–276. DOI: <https://doi.org/10.3390/jne3040015>

35. Daily Charles R., McDuffee Joel L. Design Studies for the Optimization of ^{238}Pu Production in NpO_2 Tarhets irradiated at the High Flux Isotope Reactor. *Nuclear Technology*. 2020;206(8):1182–1194, DOI: <https://doi.org/10.1080/00295450.2019.1674594>

Поступила в редакцию 18.03.2026

После доработки 30.04.2026

Принята к опубликованию 12.05.2026

Авторы

Бурьевский Иван Васильевич, старший научный сотрудник,

E-mail: iburevskiy@ippe.ru

Гулевич Андрей Владиславович, начальник департамента физики реакторов,

д.ф.м.н.,

E-mail: avgulevich@ippe.ru

Гурская Ольга Станиславовна, начальник лаборатории,

E-mail: gurskaya@ippe.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

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

Мосеев Андрей Леонидович, старший научный сотрудник,

E-mail: amosseev@ippe.ru

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

E-mail: vmtroyanov@ippe.ru

Шагинян Рубен Арменович, младший научный сотрудник,

rashaginyan@ippe.ru

UDC 621.039.5

Five Functions of Sodium Fast Reactors in Two-Component Nuclear Energy

Burevskiy I.V., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Zakirov N.A., Isanov K.A., Korobeynikov V.V., Kuzina Yu.A., Moseev A.L., Troyanov V.M., Shaginyan R.A.

IPPE JSC,

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

Abstract

Today, thermal reactors, which are the basis of modern Russian nuclear energy, can consume plutonium, but in limited quantities and with a low content of threshold isotopes, so their fuel supply is actually limited by natural uranium reserves. Fast reactor technology was created for extended production of plutonium and their fuel supply capabilities are limited by the resources of uranium-238, which is two orders of magnitude more than uranium-235. The paper presents the following possible functions of fast reactors in the future two-component nuclear energy system, the transition to which in the coming decades is a strategic goal of the Rosatom State Corporation: electricity generation; maintenance the balance of plutonium in the system of fast and thermal reactors; «refinement» of plutonium from spent nuclear fuel in thermal reactors; disposal of long-lived nuclear energy wastes; production of isotopes highly demanded by the industry and medicine. Obviously, the specialized fast reactors creation will be required to increase the efficiency of these functions. As a result, thermal and fast reactors can be used to create a sustainable, multi-functional and waste-free new nuclear power industry with an almost unlimited fuel resource.

Keywords: two-component nuclear energy system, fast reactors, thermal reactors, spent nuclear fuel, closed nuclear fuel cycle, plutonium, uranium, minor actinides, isotopes, utilization.

For citation: Burevskiy I.V., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Zakirov N.A., Isanov K.A., Korobeynikov V.V., Kuzina Yu.A., Moseev A.L., Troyanov V.M., Shaginyan R.A. Five Functions of Sodium Fast Reactors in Two-Component Nuclear Energy. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;2:29–44. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.02> (in Russian).

References

1. Strategy 2021: Russia's Nuclear Energy Development Strategy through 2050 and Prospects for the Period up to 2100. Moscow, 2023, 64 p. ISBN 978-5-907589-37-7 (in Russian).
2. Alekseev P.N., Gagarinsky A.Yu., Kalugin M.A., Kukharkin N.E., Semchenkov Yu.M., Sidorenko V.A., Subbotin S.A., Teplov P.S., Fomichenko P.A., Asmolov V.G. On a Strategy for the Development of Nuclear Power in Russia. *Atomic Energy*. 2019;126(4):207–212. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-019-00538-w>
3. Handbook of Russian Nuclear Power. Closed NFC with Fast Reactors (under the general editorship of E.O. Adamov). Moscow, NIKIET Publ., 2020, 502 p. ISBN 978-5-98706-129-9 (in Russian).
4. 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., Tsibulskii 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 Publ., 2016, 160 p. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-sistema_2016 (accessed Feb. 10, 2026) (in Russian).

5. Zrodnikov A.V., Korobeynikov V.V., Moseev A.L., Egorov A.F., Dekusar V.M. Multi-criteria analysis of the efficiency of the scenarios for the development of nuclear power engineering in Russia under conditions of uncertainty of knowledge about the future. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2020;3:5–16. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2020.3.01> (in Russian).
6. Alekseev P.N., Balanin A.L., Dekusar V.M., Egorov A.F., Klinov D.A., Korobeinikov V.V., Marova E.V., Maslov A.M., Nevinitza V.A., Staroverov A.I., Fomichenko P.A., Shepeleva S.F., Shirokov A.V. Development of BN-1200 physical and technical design solutions aimed at improvement of SFR technology competitiveness. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear Reactor Constants*. 2018;2:71–83. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2018/2-8.pdf> (accessed Feb.10, 2026) (in Russian).
7. Alekseev P.N., Balanin A.L., Gulevich A.V., Dekusar V.M., Egorov A.F., Klinov D.A., Korobeynikov V.V., Marova E.V., Maslov A.M., Moseev A.L., Nevinitza V.A., Teplov P.S., Troyanov V.M., Fomichenko P.A., Shepelev S.F. Signature of a Two Component Nuclear Energy System on the basis of VVER and BN reactors. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear Reactor Constants*. 2022;4:59–74. EDN: SERQAA (in Russian).
8. Alekseev P.N., Asmolv V.G., Gagarinskii A.Yu., Kukharkin N.E., Semchenkov Yu.M., Sidorenko V.A., Subbotin S.A., Tsibulskii V.F., Shtrombakh Ya. On a nuclear power strategy of Russia to 2050. *Atomic energy*. 2012;111:239–251. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-012-9484-y>
9. 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;1:5–17. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2024.1.01> (in Russian).
10. Alekseev P.N., Blandinsky V.Yu., Balanin A.L., Grol A.V., Gulevich A.V., Dekusar V.M., Egorov A.F., Korobeinikov V.V., Marova E.V., Maslov A.M., Moseev A.L., Nevinitza V.A., Teplov P.S., Farakshin M.R., Fomichenko P.A., Shepelev S.F., Shirokov A.V. Multi-criteria assessment of competitiveness of the BN-type commercial power unit in the Russian energy system. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2019;3:45–61. EDN: ODZQKQ (in Russian).
11. Assessment of Nuclear Energy Systems based on a Closed Nuclear Fuel Cycle with Fast Reactors. IAEA-TECDOC- 1639/Rev.1. Vienna, IAEA, 2012, 61 p.
12. Lemasson D., Le Mer J., Garzenne C. Scenario of a Symbiotic Nuclear Fleet Composed of PWRs and SFRs. ICONE20, Anaheim, USA, July 30 – August 3, 2012.
13. Kotov Ya.A., Nevinitza V.A., Fomichenko P.A. Burning of minor actinides in a BN-1200 reactor using fuel assemblies with intra-cassette heterogeneity. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2023;2:102–110. EDN: DRXUTG (in Russian).
14. Kashirina V.E., Nevinitza V.A., Kotov Ya.A., Fomichenko P.A., Kolesov V.V. Investigation of the effectiveness of heterogeneous burning of minor actinides in a fast reactor reflector. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2025;1:44– 55. EDN: CVLYQJ (in Russian).
15. Risovanyi V. Radioactive isotope production in the fast neutron nuclear reactor. *Journal of Physics: Conference Series*. 2020;1475:012015. DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1475/1/012015>
16. Camarcot N., Garzenne C., Mer J., Leroyer H., Desroches E., Delbecq J.-M. Industrial research for transmutation scenarios. *Comptes Rendus Mecanique*. 2011;339(4):209–218. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.crme.2011.01.006>
17. Poplavsky V.M., Tsibulya A.M., Khomyakov Y.S., Matveev V.I., Eliseev V.A., Tsikunov A.G., Vasil'ev B.A., Belov S.B., Farakshin M.R. Core and fuel cycle for an advanced sodium-cooled fast reactor. *Atomic energy*. 2010;108(4): 260–266. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-010-9287-y>

18. 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;133:72–78. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-023-00975-8>
19. Grouiller P., Coquelet C., Venard C. Plutonium recycling capabilities of ASTRID reactor. IAEA-CN-245-348. 2017.
20. Camarcat N., Lecarpentier D., Lavaud F., Lemaire P. Plutonium multi recycling in pressurised water reactors of the EPR type using laser isotope separation of Pu-242. *Annals of Nuclear Energy*, 2019;129:399–411. URL: https://www.researchgate.net/publication/334140441_Plutonium_multi_recycling_in_pressurised_water_reactors_of_the_EPR_type_using_laser_isotope_separation_of_Pu242 (accessed Feb.10, 2026).
21. Klinov D.A., Gulevich A.V., Eliseev V.A., Burevsky I.V., Gurskaya O.S., Troyanov V.M., Meriot C., Lemasson D., Velardo H., Camarcat N. Fast Reactor Aided Adjustment of Plutonium Isotope Composition. *Atomic energy*. 2020;129(5):270–277. DOI: <https://doi.org/s10512-021-00747-2>
22. Eliseev V., Klinov D., Camarcat N., Lemasson D., Mériot C., Pershukov V.A., Troyanov V.M., Velardo H. On the possibility to improve mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors. *Nuclear Energy and Technology*. 2020;6(2):131–135. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.6.51587>.
23. 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://doi.org/10.1007/s10512-020-00656-w>
24. 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).
25. 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://doi.org/10.1007/s10512-024-01060-4>
26. Troyanov V.M., Buryevsky I.V., Gulevich A.V., Gurskaya O.S., Dekusar V.M., Eliseev V.A., Zabrodskaya S.V., Zakirov N.A., Isanov K.A., Korobeinikov V.V., Kuzina Yu.A., Levanova M.V., Moseev A.L. Search for ways to reduce material flows when handling Am and Cm in the fuel cycles of the BN-1200 reactor. Collection of abstracts from the conference «New Nuclear Energy – 2025», Moscow, 2025 (in Russian).
27. Dzugkoeva E. M., Evdokimov V. P., Stogov V. Yu., Shaginyan R. A. Study of the possibility of production of cobalt-60 of a given specific activity in a reactor of BN-800 type. Proc. of the scientific and practical Conf. «Nuclear technologies: from research to implementation – 2021». Nizhny Novgorod – Nizhny Novgorod State Technical University n.a. R.E. Alekseev, 2021, p. 38–40. EDN: SLOZUD (in Russian).
28. Varivtsev A.V., Zhemkov I.Yu., Romanov E.G., Tikhonchev M.Yu., Toporov Yu.G. Physical optimization of the irradiating device for accumulation of a cobalt-60 of a high specific activity in the BN-600 reactor. *Izvestiya Samarskogo nauchnogo centra Rossiyskoy akademii nauk*. 2014;16(6):112–118. URL: http://www.ssc.smr.ru/izv_2014_6.html (accessed Feb.10, 2026) (in Russian).
29. Shaginyan R.A., Korobeinikova L.V. Features of isotope production in fast reactors. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2023;3:86–93. EDN: YLGTAV (in Russian).
30. Borshchev V.P., Zhukov, I.V., Mel'nikov O.P., Rozhdestvenskii M.I., Cherkashov Yu.M., Burlakov E.V., Kvator V.M., Gorbunov E.K., Lebedev V.I., Fursov A.N., Shevchenko V.G., Kuznetsov V.Yu., Mironov Yu.I., Romanenko V.I., Ryakhovskikh V.I. Possibilities for Producing Radionuclides in Nuclear Power Plants with RBMK Reactors. *Atomic Energy*. 2023;95:856–861. DOI: <https://doi.org/10.1023/B:ATEN.0000018999.03459.79>

31. Bazulin I.A., Davydova G.B., Tupotilov I.A., Fedosov A.M. The Channel Reactor Core for the Accumulation of Cobalt-60. *Problems of Nuclear Science and Engineering. Series: Physics of Nuclear Reactors*. 2025;1:25–33. URL: <https://nrcki.ru/catalog/nauka/nauchno-organizacionnaya-deyatelnost/izdaniya-kurchatovskogo-instituta/vant-fizika-yadernyh-reaktorov/37331/> (accessed Feb.10, 2026) (in Russian).

32. Isotope Production at the Hanford Site in Richland, Washington, report, June 1, 1999; Richland, Washington. URL: <https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc877112> (accessed Apr. 20, 2026).

33. Shmelev A.N., Geraskin N.I., Kulikov G.G., Kulikov E.G., Apse V.A., Glebov V.B. The problem of large-scale production of plutonium-238 for autonomous energy sources. *Journal of Physics: Conference Series*. 2020;1689:012030. DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1689/1/012030>

34. Shmelev A.N., Geraskin N.I., Kulikov G.G., Kulikov E.G., Apse V.A., Glebov V.B. A Possibility for Large-Scale Production of ^{238}Pu in Light-Water Reactor VVER-1000. *Journal of Nuclear Physics and Engineering*. 2022;3:263–276. DOI: <https://doi.org/10.3390/jne3040015>

35. Daily Charles R., McDuffee Joel L. Design Studies for the Optimization of ^{238}Pu Production in NpO_2 Tarhets irradiated at the High Flux Isotope Reactor. *Nuclear Technology*. 2020;206(8):1182–1194. DOI: <https://doi.org/10.1080/00295450.2019.1674594>

Authors

Ivan V. Burevsky, Senior Researcher,

E-mail: iburevskiy@ippe.ru

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

E-mail: avgulevich@ippe.ru

Olga S. Gurskaya, Head of laboratory,

E-mail: gurskaya@ippe.ru

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

E-mail: decouss@ippe.ru

Vladimir A. Eliseev, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: eliseev@ippe.ru

Nikita A. Zakirov, Research engineer,

E-mail: nazakirov@ippe.ru

Kirill A. Isanov, Research engineer,

E-mail: kaisanov@ippe.ru

Valeriy V. Korobeynikov, Principal Scientist, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: vvkorobeynikov@ippe.ru

Yulia A. Kuzina, Head of the Nuclear Energy Department, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: ukyzina@ippe.ru

Andrey L. Moseev, Senior Researcher,

E-mail: amoseev@ippe.ru

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

E-mail: vmtroyanov@ippe.ru

Ruben A. Shaginyan, Junior researcher,

E-mail: rashaginyan@ippe.ru