

УДК 621.039.59

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.11>

Оригинальная статья / Original paper

Исследования возможности повышения наработки плутония в реакторах на быстрых нейтронах при использовании графита в зонах воспроизводства

В.В. Колесов¹, В.В. Коробейников², А.М. Терехова¹¹ ИАТЭ НИЯУ МИФИ,

249039 Россия, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1

² АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»,

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

Реферат. Исследована возможность повышения наработки плутония в реакторах на быстрых нейтронах за счет использования графита в зонах воспроизводства. Рассматривается проблема ресурсного обеспечения ядерной энергетики через развитие замкнутого топливного цикла, где ключевую роль играет воспроизводство плутония как вторичного топлива. Основная идея работы заключается в том, что смягчение нейтронного спектра в зонах воспроизводства с помощью графита увеличивает захват нейтронов ядрами U-238, что повышает наработку плутония. Для проверки проведены расчеты с использованием программного комплекса SERPENT на модели реактора БН (тепловая мощность 550 МВт). Исследованы два варианта размещения графита – аксиальное расположение (графит по границам зоны воспроизводства и в ее центре) и радиальное (графит в боковых зонах). Результаты показали, что применение графита увеличивает наработку плутония. Также выявлено изменение изотопного состава плутония – в системах с графитом доля Pu-241 возрастает, а Pu-239 снижается, что важно для топливного цикла. Расчеты показали, что графит в зонах воспроизводства эффективно смягчает нейтронный спектр, повышая захват нейтронов U-238; наибольший прирост наработки плутония (до 22%) достигается при центральном размещении графита в аксиальных зонах; результаты подтверждают перспективность использования графита в реакторах БН для оптимизации замкнутого ЯТЦ.

Ключевые слова: быстрый реактор, графит, плутоний, зона воспроизводства.

Для цитирования: Колесов В.В., Коробейников В.В., Терехова А.М. Исследования возможности повышения наработки плутония в реакторах на быстрых нейтронах при использовании графита в зонах воспроизводства. *Известия вузов. Ядерная энергетика.* 2026;1:133–143. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.11>

Введение

Системные проблемы ресурсного обеспечения и обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО) во многом определяют стратегию развития ядерной энергетики России через создание двухкомпонентной ядерной энергетической системы (ЯЭС) на базе современных реакторов нового поколения типа ВВЭР и БН в замкнутом ядерном топливном цикле (ЯТЦ) [1 – 12].

Замыкание ядерного топливного цикла решает задачу использования в ЯЭС второго помимо энергии продукта – вторичных ядерных материалов, извлекаемых из ОЯТ [8, 9]. Среди них наибольший интерес представляет плутоний как дополнительный в настоящее время энергетический ресурс атомной энергии. По исчерпанию экономически приемлемых по цене запасов природного урана этот ресурс должен стать основным для дальнейшего развития ЯЭС.

Замкнутый ядерный топливный цикл – наиболее рациональный путь развития отечественной атомной энергетики. Создание замкнутого цикла позволит решить сразу две существующие в атомной отрасли проблемы: утилизацию отработавшего ядерного топлива и снижение радиоактивных отходов [10, 11].

Важной характеристикой замкнутого топливного цикла является воспроизводство вторичного ядерного топлива. Известно, что характеристикой эффективности производства вторичного топлива является коэффициент воспроизводства. Особый интерес вызывают реакторы на быстрых нейтронах, позволяющие сделать этот коэффициент больше единицы или, по крайней мере, не меньше единицы.

Традиционно в зонах воспроизводства вторичного топлива, обычно состоящих из обедненного урана, не используются материалы, замедляющие нейтроны. В связи с этим спектр нейтронов в этих зонах «жесткий». Хотя, если посмотреть на зависимость от энергии сечения захвата нейтронов в U-238, согласно рис. 1, то видно, что уменьшение энергии нейтрона приводит к увеличению его захвата и, соответственно, увеличению производства плутония. Кроме того снижается вероятность деления быстрыми нейтронами U-238. Исходя из такого факта авторы решили провести

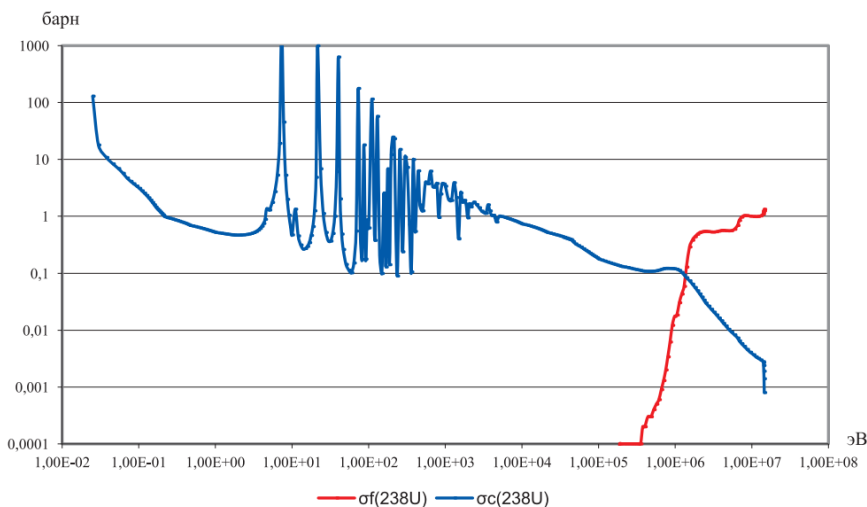


Рис. 1. Зависимость сечений захвата и деления U-238 от энергии [13]

Исследования возможности повышения наработки плутония в реакторах на быстрых нейтронах при использовании графита в зонах воспроизводства

исследования по смягчению спектра нейтронов и проверить, как это повлияет на воспроизводство плутония. В качестве замедляющего материала в исследованиях использовался графит.

Расчетные модели и программные средства

Для расчетных исследований использовалась модель активной зоны реактора на быстрых нейтронах, разработанная авторами на основе реактора типа БН-800, приведенного в работе [14] с уменьшенной тепловой мощностью до 550 МВт. Расчеты велись с помощью программного комплекса SERPENT [15].

Использование графита во внутренней зоне воспроизводства

На рисунках 2, 3 приведены расчетные модели с зонами воспроизводства. Исследования проводились для следующих вариантов:

- В1 – вариант активной зоны без графита;
- В1С – вариант активной зоны с графитом, где графит расположен сверху и снизу зоны воспроизводства (см. рис. 2);
- В2С – вариант активной зоны с графитом, где графит находится в середине зоны воспроизводства (см. рис. 3).

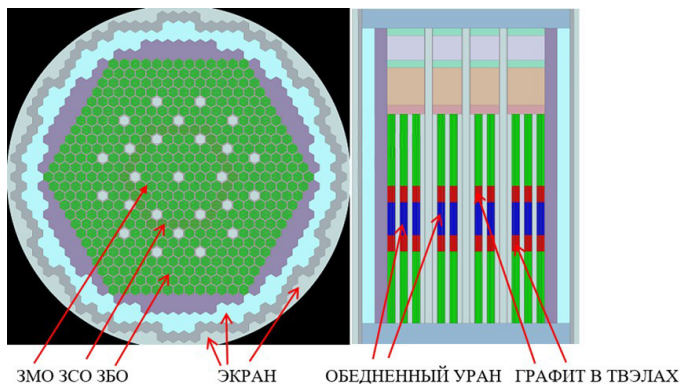


Рис. 2. Внутренняя зона воспроизводства, окруженная графитом с двух сторон. Вариант В1С. ЗМО, ЗСО, ЗБО

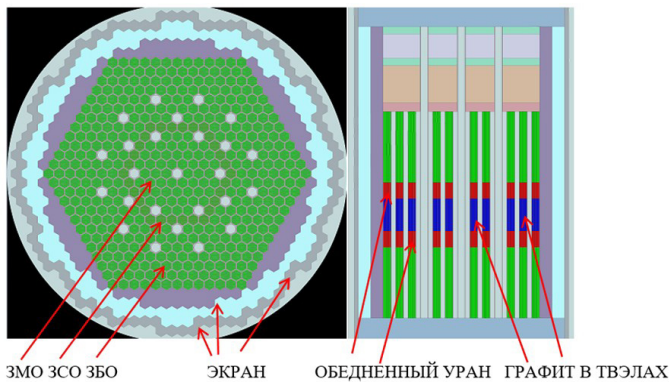


Рис. 3. Внутренняя зона воспроизводства, графит в середине. Вариант В2С

Толщина графита внутри зоны воспроизводства выбиралась в два раза больше, чем в зоне воспроизводства с каждой стороны. Массы воспроизводящего материала и графита одинаковы для вариантов В1С и В2С. Поперечные сечения модели в зоне топлива одинаковы. Топливо (по радиусу) состоит из пяти слоев ЗМО, одного слоя ЗСО и семи слоев ЗБО. Массы воспроизводящего материала и графита одинаковы для обоих вариантов. Масса воспроизводящего материала для всех трех вариантов одинакова. Плотности плутония для вариантов В1С и В2С довольно близки. В варианте без графита (В1) накопление плутония ниже.

На рисунке 4 приведены результаты сравнения наработки плутония во внутренней зоне воспроизводства (ВЗВ) при условии использования графита с двух сторон зоны воспроизводства (В1С) и отсутствия графита (В1). Из результатов сравнения видно, что большее количество плутония нарабатывается при условии использования графита.

На рисунке 5 приведены результаты сравнения наработки плутония в ВЗВ при условии использования графита в середине ВЗВ (В2С) и расположения графита с двух сторон (В1С). Из результатов сравнения видно, что большее количество плутония нарабатывается при расположении графита в центре ВЗВ.

По результатам, приведенным на рис. 6, видна наибольшая эффективность расположения графита внутри зоны воспроизводства.

Видно, что в системе без графита доля Pu-239 в смеси выше, чем в варианте с графитом. Расчеты показали, что доля Pu-241 с графитом выше, чем в варианте без использования графита.

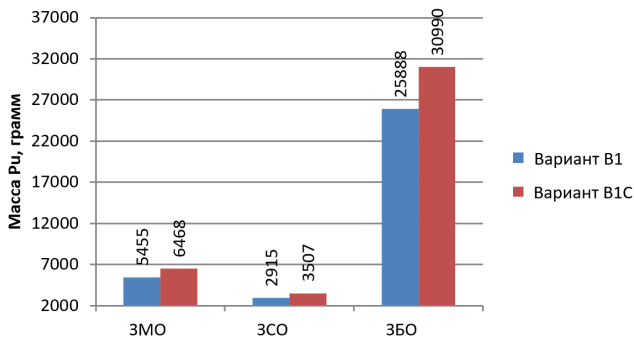


Рис. 4. Наробotka Pu в зонах аксиальной прослойки из U-238; варианты В1 и В1С

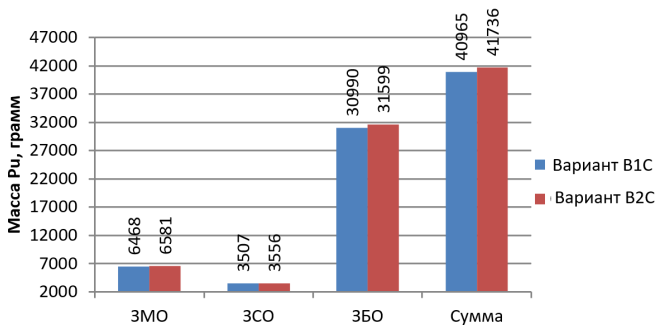
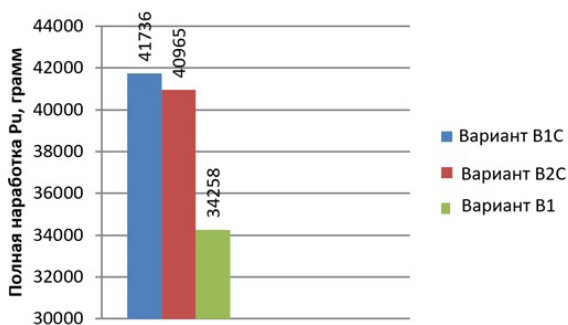
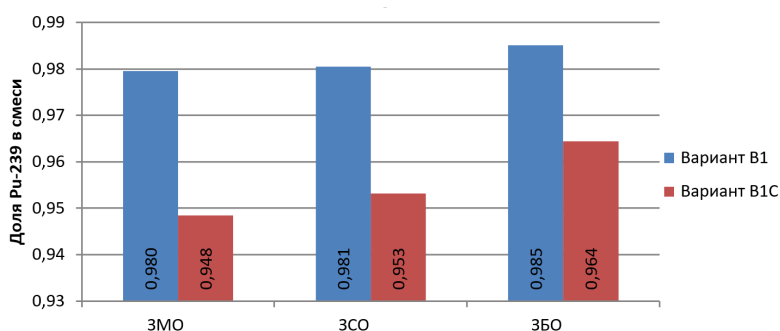


Рис. 5. Наробotka Pu в зонах аксиальной прослойки из U-238 в зависимости от положения графита

Исследования возможности повышения наработки плутония в реакторах на быстрых нейтронах при использовании графита в зонах воспроизводства

Рис. 6. Полная наработка P_t в вариантах с графитом и без графитаРис. 7. Доля $Pu-239$ в вариантах с графитом и без графита

Исследования показали, что применение графита по границам аксиальной зоны воспроизводства увеличивает наработку плутония на 20%. Применение графита в середине зоны воспроизводства увеличивает наработку плутония на 22% по сравнению с вариантами без графита.

Стоит отметить, что изменение спектра нейтронов приведет к изменению энерговыделения в активной зоне. На примере варианта B1C (когда обедненный уран окружен слоями графита) были рассчитаны изменения энерговыделения в зонах ЗМО, ЗСО и ЗБО. Для модифицированного реактора удельное энерговыделение изменилось на 1,6%.

Использование графита в боковой зоне воспроизводства

В данном разделе исследованы варианты с радиальным расположением зон воспроизводства и графита.

На рисунке 8 приведена схематическая структура расположения зон исследуемого реактора без использования графита (BB1 и BB2) и с использованием графита в боковой зоне воспроизводства (BB1C, BB2C и BB3C) для всех приведенных ниже вариантов (табл. 1, 2). По высоте и размерам ТВС с графитом соответствовали ТВС с обедненным ураном.

Структура варианта BB1 (без использования графита):

- четыре слоя ЗМО;
- один слой обедненного урана;
- семь слоев ЗБО.

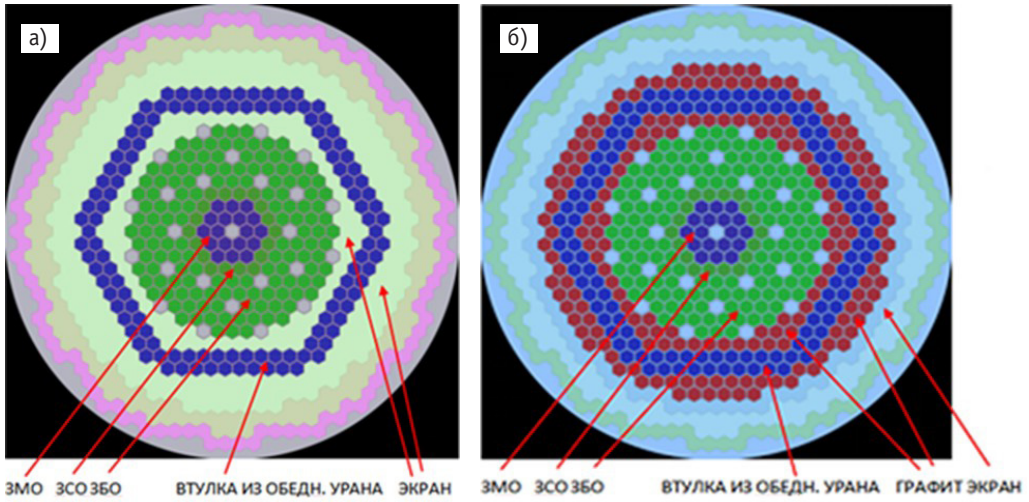


Рис. 8. Зона воспроизводства без графита (а) и с графитом по краям (б)

Таблица 1

Структура исследуемых вариантов

Название зоны	Число рядов			
	ВВ1	ВВ1С	ВВ2	ВВ2С
ЗМО	4	3	4	3
Графит		1		1
ОУ	1 (30 ТВС)	1 (30 ТВС)	2 (60 ТВС)	2 (60 ТВС)
Графит		1		1
ЗБО	7	6	7	6

Таблица 2

Структура варианта ВВ3С

Название зоны	ВВ3С
ЗМО	2
ЗСО	1
ЗБО	5
Графит	1
ОУ	2 (120 ТВС)
Графит	1

В таблицах 1, 2 приведена структура исследуемых вариантов в соответствии с приведенным на рис. 8 радиальным расположением зон воспроизводства и графита. Время облучения один год.

Обозначения, используемые в приведенных таблицах: ЗМО – зона малого обогащения; ОУ – зона воспроизводства с обедненным ураном; ЗСО – зона среднего обогащения; ЗБО – зона большого обогащения; ВВ1 и ВВ2 – вариант без применения графита; ВВ1С и ВВ2С – вариант с графитом в боковой зоне воспроизводства.

Исследования возможности повышения наработки плутония в реакторах на быстрых нейтронах при использовании графита в зонах воспроизводства

На рисунке 9 представлены отношения масс Pu-239 для вариантов с графитом и без графита.

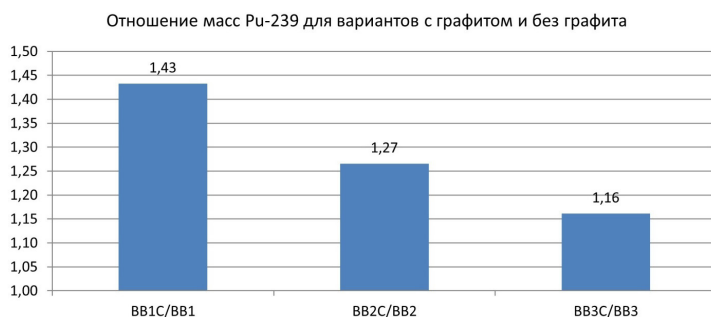


Рис. 9. Отношение масс Pu-239 с графитом и без графита

Результаты показывают, что применение графита по границам боковой зоны воспроизводства увеличивает наработку плутония. Суммарные цифры очень похожи на варианты расположения зоны воспроизводства внутри активной зоны или вне. Таким образом, применение графита повышает эффективность наработки плутония в реакторах типа БН.

Заключение

Проведены исследования применения графита в зонах воспроизводства для разных вариантов размещения зон воспроизводства в реакторе на быстрые нейтроны. Результаты показывают, что применение графита по границам внутренней аксиальной зоны воспроизводства увеличивает наработку плутония на 20%. Применение графита в середине зоны воспроизводства увеличивает наработку плутония на 22% по сравнению с вариантами без графита.

Результаты показывают, что применение графита по границам боковой зоны воспроизводства тоже увеличивает наработку плутония. Суммарные цифры очень похожи на варианты аксиального расположения зоны воспроизводства внутри активной зоны. Таким образом, применение графита повышает эффективность наработки плутония в реакторах типа БН.

Литература

1. Бобров С.Б., Данилычев А.В., Елисеев В.А., Жукова О.А., Зверков Ю.А., Илюнин В.Г., Матвеев В.П., Морозов А.Г., Муругов В.М., Новожилов А.И., Орлов В.В., Слесарев И.С., Субботин С.А., Троянов М.Ф., Шафрыгин Б.Ф. Пути развития быстрых энергетических реакторов с высоким коэффициентом воспроизводства. *Атомная энергия*. 1983;54(4):269–272. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t54-4_1983/p269/ (дата обращения 10.03.2026).
2. Бобров С.Б., Казачковский О.Д., Матвеев В.И., Троянов М.Ф. Сравнительные параметры топливного цикла быстрых реакторов с различной активной зоной. *Атомная энергия*. 1989;64(1):56–61. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t64-1_1988/p56/ (дата обращения 10.03.2026).
3. 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 по-

вышения конкурентоспособности технологии БН. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2018;2:71–83. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2018/2-8.pdf> (дата обращения 10.03.2026).

4. 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 10.03.2026).

5. Алексеев П.Н., Алексеев С.В., Андрианова Е.А., Асмолов В.Г., Декусар В.М., Зродников А.В., Каграманян В.С., Колтун О.В., Павлов А.С., Пономарев-Степной Н.Н., Субботин С.А., Темешев Р.Р., Теплов П.С., Усанов В.И., Цибульский В.Ф. 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 (дата обращения 10.03.2026).

6. Петров А.Ю., Шутиков А.В., Пономарев-Степной Н.Н., Беззубцев В.С., Баканов М.В., Троянов В.М. Перспективы создания двухкомпонентной ядерной энергетической системы – взгляд российского заказчика. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2019;2:5–15. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.01>

7. Соловьева А.П., Ульянин Ю.А., Харитонов В.В., Юршина Д.Ю. О ценности ОЯТ как сырья для топлива реакторов на тепловых нейтронах. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2019;2:140–152. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.12>

8. Алексеев П.Н., Бландинский В.Ю., Баланин А.Л., Гроль А.В., Невиница В.А., Теплов П.С., Фомиченко П.А., Гулевич А.В., Декусар В.М., Егоров А.Ф., Коробейников В.В., Мосеев А.Л., Марова Е.В., Маслов А.М., Фаракин М.Р., Шепелев С.Ф., Широков А.В. Оценка эффективности сценариев развития ядерной энергетики России с использованием многокритериального анализа. *Атомная энергия*. 2020;128(1):3–6. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3134> (дата обращения 10.03.2026).

9. Егоров А.Ф., Клинов Д.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л., Марова Е.В., Шепелев С.Ф. Результаты многокритериального анализа сценариев развития ядерной энергетики с учетом структуры энергетики России. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2017;4:64–79. URL: <https://vant.ippe.ru/en/year2017/4/neutron-constants/1394-7.html> (дата обращения 10.03.2026).

10. Каграманян В.С., Калашников А.Г., Капранова Э.Н., Пузаков А.Ю. Сравнение характеристик топливных циклов стационарной ядерной энергетики на основе реакторов ВВЭР-ТОИ и БН-1200. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2014;4:92–101. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2014.4.10>

11. Декусар В.М., Каграманян В.С., Калашников А.Г., Коробейников В.В., Коробицын В.Е., Клинов Д.А. Разработка математической модели топливного цикла атомной энергетики, состоящей из тепловых и быстрых реакторов. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2010;4:119–132. URL: <https://nuclear-power-engineering.ru/full-issue/2010-04/> (дата обращения 10.03.2026).

12. Калашников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Мосеев П.А. Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ядерного топливного цикла. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2016;1:91–99. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.1.10>

13. Селезнев Е.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах (ред. А.А. Саркисов). М.: Наука, 2013, 237 с. URL: <https://ibrae.ac.ru/docs/109/seleznev.pdf> (дата обращения 10.03.2026).

14. Баканов М.В. Решение научно-технических задач эксплуатации «быстрых» реакторов – от БН-600 к БН-800. Тезисы докладов девятой международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» М.: АО «Концерн Росэнергоатом», 2014, с. 7–8.

15. Leppanen J. Serpent – a Continuous-energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. Helsinki, VTT Technical Research Centre of Finland, 2015, 164 p. URL: <https://serpent.vtt.fi/serpent/download/> (дата обращения 10.03.2026).

Поступила в редакцию 23.09.2025

После доработки 15.03.2026

Принята к опубликованию 20.03.2026

Авторы

Колесов Валерий Васильевич, доцент, к.ф.-м.н.,

E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

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

E-mail: vvkorobeynikov@ippe.ru

Терехова Анна Михайловна, старший преподаватель,

E-mail: AMTerekhova@mephi.ru

UDC 621.039.59

Research of the Possibility of Increasing Plutonium Production in Fast Reactors by Using Graphite in Breeding Zones

Kolesov V.V.¹, Korobeynikov V.V.², Terekhova A.M.¹

¹ OINPE MEPHI,

1 Studgorodok, 249039 Obninsk, Kaluga reg., Russia

² IPPE JSC

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

Abstract

The article studies the possibility of increasing plutonium production in fast reactors by using graphite in breeding zones. The problem of resource provision of nuclear power through the development of a closed fuel cycle is considered, where the key role is played by the breeding of plutonium as a secondary fuel. The main idea of the work is that softening the neutron spectrum in the breeding zones using graphite increases the capture of neutrons by U-238 nuclei, which increases the production of plutonium. To test this idea, calculations were performed using the SERPENT software package on a model of the BN reactor (Heat capacity of 550 MW). Two options for the placement of graphite were studied: axial arrangement (graphite along the boundaries of the breeding zone and in its center) and radial arrangement (graphite in the side zones). The results showed that the use of graphite increases the production of plutonium. A change in the isotopic composition of plutonium was also revealed: in systems with graphite, the proportion of Pu-241 increases, and Pu-239 decreases, which is important for the fuel cycle. The calculations showed that graphite in the breeding zones effectively softens the neutron spectrum, increasing the capture of neutrons by U-238; the greatest increase in plutonium production (up to 22%) is achieved with central placement of graphite in axial zones; the results confirm the prospects of using graphite in BN reactors for optimizing the closed NFC.

Keywords: fast reactor, graphite, plutonium, breeding zone.

For citation: Kolesov V.V., Korobeynikov V.V., Terekhova A.M. Research of the Possibility of Increasing Plutonium Production in Fast Reactors by Using Graphite in Breeding Zones. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;1:133–143. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.11> (in Russian).

References

1. Bobrov S.B., Danilychev A.V., Eliseev V.A., Zhukova O.A., Zverkov Yu.A., Ilyunin V.G., Matveev V.P., Morozov A.G., Murogov V.M., Novozhilov A.I., Orlov V.V., Slesarev I.S., Subbotin S.A., Troyanov M.F., Shafrygin B.F. Paths for the development of fast power reactors with a high breeding factor. *Atomic Energy*. 1983;54(4):279–284. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF01123810>
2. Bobrov S.B., Kazachkovsky O.D., Matveev V.I., Troyanov M.F. Fuel-cycle parameters for fast reactors with various core types. *Atomic Energy*. 1989;64(1):67–73. DOI: <https://doi.org/10.1007/BF01124008>
3. Alekseev P.N., Balanin A.L., Dekusar V.M., Egorov A.F., Klinov D.A., Korobeynikov V.V., Marova E.V., Maslov A.M., Nevinitza V.A., Staroverov A.I., Fomichenko P.A., Shepelev 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 and reactor constants*. 2018;2:71–83. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2018/2-8.pdf> (accessed Mar 10, 2026) (in Russian).
4. Alekseev P.N., Gagarinskii 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 the 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>
5. 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 Steпноy N.N., Subbotin S.A., Temishev R.R., Teplov P.S., Usanov V.I., Tsubulsky 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, Tekhnosphere Publ., 2016, 160 p. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/dvuhkomponentnaya-yadernaya-systema_2016 (accessed Mar.10, 2026) (in Russian).
6. Petrov A.Yu., Shutikov A.V., Ponomarev-Stepnoy N.N., Bezzubtzev V.S., Bakanov M.V., Troyanov V.M. Prospects of creation of the dual component nuclear energy system. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2019;2:5–15. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.01> (in Russian).
7. Soloveva A.P., Uliyanin Y.A., Kharitonov V.V., Yurshina D.Yu. The value of spent nuclear fuel as a raw material for fueling reactors on thermal neutrons. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2019;2:140–152. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.12> (in Russian).
8. Alekseev P.N., Blandinskii V.Yu., Balanin A.L., Grol A.V., Nevinitza V.A., Teplov P.S., Fomichenko P.A., Gulevich A.V., Dekusar V.M., Egorov A.F., Korobeinikov V.V., Moseev A.L., Marova E.V., Maslov A.M., Farakshin M.R., Shepelev S.F., Shirokov A.V. Efficiency Assessment of Nuclear Energy Development Scenarios for Russia Using Multi-Criteria Analysis. *Atomic Energy*. 2020;128(1):3–6. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00641-3>
9. Egorov A.F., Klinov D.A., Korobeynikov V.V., Moseev A.L., Marova E.V., Shepelev S.F. Results of multi-criteria analysis of nuclear development scenarios in Russia including total energy mix in the state. *Problems of atomic science and technology. Series: Nuclear and reactor constants*. 2017;4:64–79. URL: <https://vant.ippe.ru/en/year2017/4/neutron-constants/1394-7.html> (accessed Mar. 10, 2026) (in Russian).
10. Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Puzakov A.Yu. Comparison of fuel cycles characteristics for nuclear energy systems based on VVER-TOI and BN-1200 reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2014;4:92–101. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2014.4.10> (in Russian).

11. Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Korobeynikov V.V., Korobitsyn V.E., Klinov D.A. Developing Mathematical Model for Nuclear Energy Fuel Cycle Based on Thermal and Fast Reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2010;4:119–132. URL: <https://nuclear-power-engineering.ru/full-issue/2010-04/> (accessed Mar 10, 2026) (in Russian).
12. Kalashnikov A.G., Moseev A.L., Dekusar V.M., Korobeynikov V.V., Moseev P.A. Development of the code CYCLE for nuclear fuel cycle analysis. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2016;1:91–99. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.1.10> (in Russian).
13. Seleznev E. Kinetics of fast neutron Reactors (Ed. by A.A. Sarkisov). Moscow, Nauka Publ., 2013, 237 p. URL: <https://ibrae.ac.ru/docs/109/seleznev.pdf> (accessed Mar 10, 2026) (in Russian).
14. Bakanov M.V. Solution of scientific and technical problems of operation of «fast» reactors – from BN-600 to BN-800. Abstracts of the 9th international scientific and technical conference «Safety, efficiency and economy of nuclear power». Moscow, JSC Rosenergoatom Concern, 2014, p. 7–8 (in Russian).
15. Leppanen J. Serpent – a Continuous-energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. Helsinki, VTT Technical Research Centre of Finland, 2015, 164 p. URL: <https://serpent.vtt.fi/serpent/download/> (accessed Mar 10, 2026).

Authors

Valeriy V. Kolesov, Docent, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

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

E-mail: vvkorobeynikov@ippe.ru

Anna M. Terekhova, Senior lecturer,

E-mail: AMTerekhova@mephi.ru