

УДК 621.039.5

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.13>

Оригинальная статья / Original paper

Анализ эффективности изменения топливной композиции в импульсном исследовательском реакторе на быстрых нейтронах

Д.Г. Черешков

Объединенный институт ядерных исследований,
141980 Россия, г. Дубна, ул. Жолио-Кюри, д. 6

Реферат. Проанализирован оптимальный вариант исполнения высокопоточного импульсного источника нейтронов периодического действия и проведена дальнейшая проработка концепции импульсного быстрого реактора с топливом на основе нитрида нептуния. Так как запланировано повысить плотность потока нового источника нейтронов на порядок в сравнении с ИБР-2М, то главная цель работы – оценка его текущей разновидности и возможных вариантов изменения конструкции с обеспечением при этом в полной мере надежности и безопасности реакторной установки. На основании расчетного моделирования реактора получены основные нейтронно-физические характеристики и функционалы установки. Таким образом, выделены ключевые параметры реактора с топливом на основе нитрида нептуния, а затем предложены возможные решения по изменению конструкции. Изложены основы изменения конструкции и предполагаемые параметры импульсного реактора периодического действия с инновационными видами ядерного топлива. Например, в качестве топлива использованы перспективные уран-плутониевые топливные композиции, изменен материал модулятора реактивности на более подходящий для активной зоны со смешанным уран-плутониевым топливом и добавлен слой из карбида бора между корпусом реактора и блоками отражателей. Проведено расчетное исследование по обоснованию возможности использования актуальных конструкторских решений в новой реакторной установке. Определены направления дальнейших исследований.

Ключевые слова: ядерное топливо, импульсные реакторы периодического действия, реакторы на быстрых нейтронах, нитрид нептуния, МОКС, СНУП, эффективность топливной композиции.

Для цитирования: Черешков Д.Г. Анализ эффективности изменения топливной композиции в импульсном исследовательском реакторе на быстрых нейтронах. *Известия вузов. Ядерная энергетика.* 2026;1:160–168. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.13>

Введение

В настоящее время в состав ЛНФ входит реактор ИБР-2, который является уникальным импульсным реактором на быстрых нейтронах [1]. После модернизации импульсного реактора ИБР-2 срок эксплуатации установки, включая здание, был продлен до 2035 г. К концу 2030-х гг. реактор ИБР-2М исчерпает свой ресурс и будет выведен из эксплуатации. В данный период на установке успешно проводится ряд экспериментальных работ исследователями из государств – членов Объединенного института ядерных исследований в области физики твердого тела, химии, биофизики и материаловедения [2, 3]. Соответственно, запланировано до вывода реактора из эксплуатации создать новый источник нейтронов для сохранения этих направлений исследований в ОИЯИ. Для создания нового импульсного реактора периодического действия должно будет руководствоваться накопленным опытом эксплуатации реактора ИБР-2, а также использовать положительные технические решения, апробированные на других ядерных установках на быстрых нейтронах, например, на БОР-60, что потребует значительных опытно-конструкторских работ. При этом создаваемый в ОИЯИ источник периодического действия должен дополнять реактор стационарного действия ПИК своими возможностями импульсного источника нейтронов.

Реактор НЕПТУН [4] – это разрабатываемый исследовательский реактор периодического действия на основе нептуниевой загрузки с натриевым теплоносителем для проведения экспериментов на выведенных пучках. Нужно отметить, что нептуний-237 является пороговым радионуклидом и эффективно делится при энергии нейтронов более 0,4 МэВ. Основные преимущества нептуния заключаются в следующем: за счет низкого значения времени жизни поколения быстрых нейтронов в активной зоне получается короткое время импульса; низкое значение доли запаздывающих нейтронов, обеспечивающее малую фоновую мощность в промежутках между вспышками нейтронов; есть возможность применения для модулятора реактивности материалов, замедляющих нейтроны.

Активная зона реактора разделена на две равные части, окруженные никелевыми и бериллиевыми отражателями [5, 6]. Между частями активной зоны устанавливается модулятор реактивности в виде вращающегося диска с секторами гидрида титана. В гидриде титана организована секция с воздушной полостью. При прохождении полости через активную зону генерируется нейтронный импульс. Активная зона состоит из 612-ти твэлов, расположенных потвэльно. Средняя тепловая мощность – 15 МВт. Схема модели активной зоны ядерного импульсного реактора периодического действия НЕПТУН приведена на рис. 1.

В соответствии с принятой в Российской Федерации стратегией развития двухкомпонентной ядерной энергетики с замыканием ЯТЦ рассматриваются и топливные композиции на основе минорных актинидов как перспективное направление по эффективному использованию всех компонентов отработавшего ядерного топлива. Нитрид нептуния является одним из возможных и подходящих вариантов для применения в импульсных реакторах периодического действия. Его преимущества позволяют достичь оптимальных характеристик ядерной установки как источника нейтронов. Однако до сих пор нет организованной инфраструктуры по изготовлению данного типа топлива. В связи с этим в данной работе рассмотрены другие виды инновационного топлива, такие как МОКС- и СНУП-топливо.

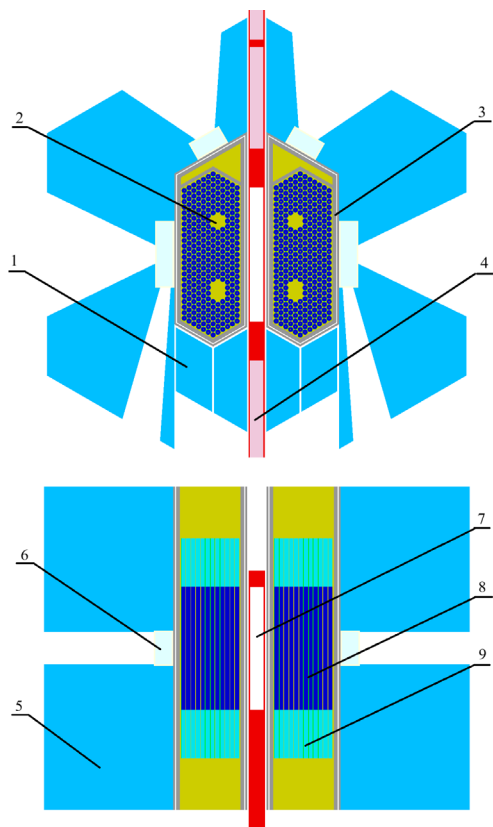


Рис. 1. Схема модели ядерного реактора НЕПТУН: 1 – блок-отражатель АЗ СУЗ (сплав ХН77ТЮРУ); 2 – канал под РО СУЗ; 3 – основной и страховочный корпусы; 4 – секции из гидрида титана; 5 – никелевый или бериллиевый отражатель; 6 – водяной замедлитель для радиальных пучков нейтронов; 7 – газовая полость («окно») в диске модуляторе; 8 – активная зона (нитрид нептуния); 9 – вкладыши-отражатели

больше 8% т.а. при небольшой линейной мощности, а добавление натриевого подслоя в твэлах способствует снижению толщины оболочки, что повышает эффективность использования нейтронов. Множество проведенных исследований и радиационных испытаний в рамках различных экспериментальных программ в реакторах БОР-60, БН-600 и БН-800 послужили основой для обоснования хороших эксплуатационных свойств смешанных видов топлива [10, 11]. Кроме того, на основе опыта эксплуатации быстрых реакторных установок обнаружены основные недостатки плотного топлива – разгерметизация и последующее разрушение оболочки твэлов при глубинах выгорания выше 9% т.а. В дальнейшем как решение проблем возможен переход на использование другого вида более радиационно стойкой стали для достижения высокого выгорания.

Топливо на основе оксидов делящихся элементов (UO_2 , PuO_2 , МОКС) характеризуется высокой температурой плавления, незначительным газовыделением, хорошей совместимостью с конструкционной сталью и устойчивостью к радиационному воздействию [7]. Однако его теплопроводность невысокая, а удельное содержание делящихся материалов небольшое. В плане радиационной стойкости диоксид урана превосходит чистый металлический уран и его сплавы. МОКС-топливо обладает аналогичными недостатками, как и UO_2 , но при этом может быть достигнута высокая глубина его выгорания, а в быстрых реакторах коэффициент воспроизводства существенно превышает единицу [8].

Нитридное топливо имеет высокую плотность и теплопроводность, оно совместимо с натрием в качестве теплоносителя [9]. Однако нитридное топливо дорого и сложно производить, а изотоп ^{14}N хорошо захватывает тепловые нейтроны, образуя радиоактивные ^{14}C и 3H . В действительности активность полученного в этой реакции трития невелика и по сравнению с активностью продуктов деления урана и плутония она составляет около 10%. При использовании нитридного топлива в ядерном реакторе могут быть достигнуты глубины выгорания

Анализ влияния вида топлива на характеристики импульсного реактора

В данной работе исследованы изменения в конструкции и виде топлива ядерного реактора НЕПТУН для последующего сравнения нейтронно-физических характеристик при использовании топлива на основе плутония. Повысить время жизни поколения нейтронов в реакторе НЕПТУН можно использованием уран-плутониевого топлива, а для регулирования его значения требуется экранирование корпуса от действия замедленных нейтронов [12]. В связи с этим в данной работе рассматриваются ключевые параметры импульсного источника нейтронов, такие как длительность импульса и фоновая мощность, которые характеризуют его как источник для проведения экспериментов на выведенных пучках. Также в данной работе будет показано, что при такой конфигурации активной зоны плотность потока нейтронов достигает значений, близких к значениям в реакторе НЕПТУН.

При выполнении работ по сравнению вариантов реактора НЕПТУН были рассмотрены и проанализированы три вида топливных композиций с оптимизированными нейтронно-физическими и теплогидравлическими характеристиками. Как исследуемые топливные композиции для сравнения выбраны нитрид нептуния, МОКС- и СНУП-топливо. Во всех трех вариантах активной зоны применяются твэлы со сходными характеристиками, что позволяет говорить о частичной унификации конструкции.

Проведены нейтронно-физические расчеты модели НЕПТУН с никелевым и бериллиевым отражателем и получены ключевые характеристики импульсного реактора периодического действия, которые приведены в табл. 1.

Таблица 1

Сравнение физических характеристик реактора НЕПТУН с разными материалами отражателя

Материал отражателя	Be	Ni
Коэффициент размножения $k_{эф}$	1,026	1,039
Время жизни нейтронов, нс	9,85	9,93
Длительность импульса мощности, мкс	95,3	92,1
Эффективность модулятора реактивности, %	5,0	4,9
Фоновая мощность, %	2,9	2,8
Средняя плотность потока нейтронов с поверхности замедлителя, $n/(см^2 \cdot с)$	$1,14 \cdot 10^{14}$	$7,96 \cdot 10^{13}$

При сравнении параметров реактора, приведенных в табл. 1, видно, что значения времени жизни нейтронов, эффективности модулятора реактивности, длительности импульса и фоновой мощности близки, а коэффициенты размножения $k_{эф}$ различаются на 1,3%. Следовательно, выбор отражателя в модели активной зоны с нептуниевой загрузкой незаметно влияет на ключевые характеристики реактора, но замечается снижение плотности потока нейтронов с поверхности водяного замедлителя на 30% при никелевом отражателе.

В данной работе сделана попытка выявить слабые места конструкции установки, небольшими изменениями в проекте реактора устранить их и достичь улучшения

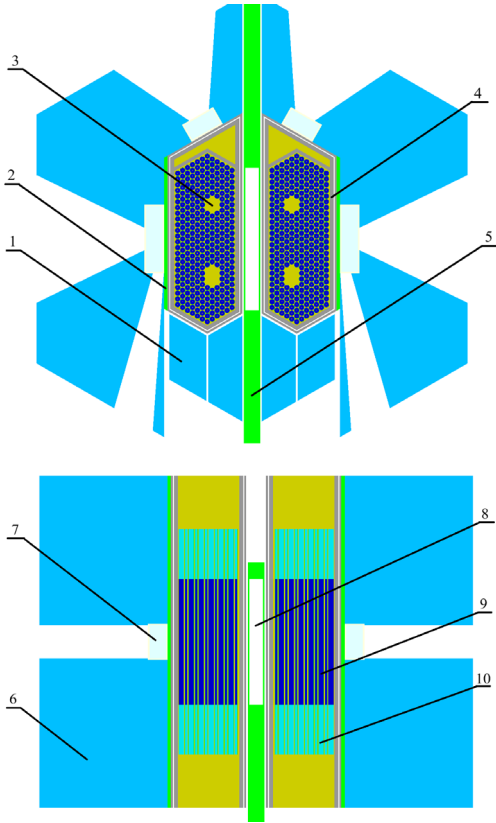


Рис. 2. Схема модели ядерного импульсного реактора с уран-плутониевой загрузкой: 1 – блок-отражатель АЗ СУЗ (сплав ХН77ТЮРУ); 2 – экран корпуса из карбида бора для замедленных нейтронов; 3 – канал под РО СУЗ; 4 – основной и страховочный корпусы; 5 – модулятор реактивности из карбида бора; 6 – никелевый или бериллиевый отражатель; 7 – водяной замедлитель для радиальных пучков нейтронов; 8 – газовая полость («окно») в диске модулятора; 9 – активная зона (МОКС- или СНУП-топливо); 10 – вкладыши-отражатели

характеристик. На рисунке 2 приведена схема активной зоны реактора с уран-плутониевой загрузкой. В качестве материала модулятора реактивности (поз. 5) и слоя между активной зоной и замедлителем (поз. 2) использован карбид бора как хороший поглотитель нейтронов с сечением захвата нейтронов, равным приблизительно 800 барн.

Рассмотренные варианты активной зоны и ее боковых элементов подобраны так, чтобы повысить плотность потока тепловых нейтронов на выведенных нейтронных пучках. При этом конструктивные особенности реакторной установки должны быть обоснованы с точки зрения ее безопасной эксплуатации. Ожидается, что параметры уран-плутониевых реакторов будут существенно выше параметров ИБР-2М.

В таблицах 2, 3 приведены полученные расчетным методом значения ключевых характеристик импульсного реактора периодического действия с уран-плутониевой загрузкой и с разными материалами отражателя.

На основе приведенных в табл. 2, 3 данных можно заключить, что в целом значение времени жизни нейтронов отличается в девять раз при никелевом отражателе и в 18 раз при бериллиевом в сравнении с значением в реакторе НЕПТУН. Длительность импульса мощности обладает значением в два раза больше, чем у реактора

Таблица 2

Сравнение физических характеристик уран-плутониевого реактора с никелевым отражателем

Вид топлива	МОКС	СНУП
Коэффициент размножения $k_{эф}$	1,034	1,035
Время жизни нейтронов, нс	91,07	82,96
Длительность импульса мощности, мкс	210,2	203,8
Эффективность модулятора реактивности, %	7	6,8
Фоновая мощность, %	4,8	5,7
Средняя плотность потока нейтронов с поверхности замедлителя, $n/(см^2 \cdot с)$	$6,67 \cdot 10^{13}$	$5,83 \cdot 10^{13}$

Таблица 3

Сравнение физических характеристик уран-плутониевого реактора с бериллиевым отражателем

Вид топлива	МОКС	СНУП
Коэффициент размножения $k_{эф}$	1,037	1,035
Время жизни нейтронов, нс	182	173
Длительность импульса мощности, мкс	545,7	560,8
Эффективность модулятора реактивности, %	7	6,7
Фоновая мощность, %	4,9	5,8
Средняя плотность потока нейтронов с поверхности замедлителя, $n/(см^2 \cdot с)$	$8,56 \cdot 10^{13}$	$7,41 \cdot 10^{13}$

НЕПТУН, при использовании никелевого отражателя и в пять раз больше при бериллиевом отражателе. Значения плотности потока нейтронов при использовании плутониевого топлива получаются ниже, чем у реактора НЕПТУН, но больше, чем у ИБР-2М, из-за удачного выбора и расположения материала экранов на боковых поверхностях активной зоны. При этом данная конструкция реактора определяет малую фоновую мощность в промежутках между импульсами порядка 4 – 6%, которые считаются приемлемыми по действующим российским и международным нормативным документам в области безопасности эксплуатации ядерных исследовательских реакторов.

Заключение

В итоге можно сказать, что при использовании других материалов для отражателей и модулятора реактивности можно улучшить физические параметры плутониевого реактора, которые определяют его как источник для экспериментов на нейтронных пучках, но они менее эффективные в сравнении с параметрами реактора НЕПТУН. В дальнейшем планируется провести более подробный расчетный анализ рассмотренного импульсного реактора с топливами на основе урана и плутония. В результате могут быть выбраны наиболее подходящие варианты топлива и отражателя для использования в импульсных пульсирующих реакторах на быстрых нейтронах и для разработки концепции нового импульсного источника нейтронов.

Литература

1. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1976, 248 с.
2. Ананьев В.Д., Пепельшев Ю.Н., Рогов А.Д. Расчеты по оптимизации реактора ИБР-2. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. 2018;3:11–27.
3. Ананьев В.Д., Лукасевич И.Б., Попов В.Е., Романова Н.В. Предложения по оптимизации кампании ИБР-2. *Атомная энергия*. 2019;127(3):123–125. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2602> (дата обращения 20.11.2025).
4. Шабалин Е.П., Аксенов В.Л., Комышев Г.Г., Рогов А.Д. Высокопоточный импульсный исследовательский реактор на основе нептуния. *Атомная энергия*. 2018;124(6):309–314. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2180> (дата обращения 20.11.2025).
5. Аксенов В.Л., Шабалин Е.П. Концепция дубненского источника нейтронов четвертого поколения. *Поверхность. Рентгеновские, синхротронные и нейтронные исследования*. 2018;7:13–19. DOI: <https://doi.org/10.7868/S0207352818070028>

6. Черешков Д.Г. Анализ эффективности отражателей в импульсных исследовательских реакторах на быстрых нейтронах. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. 2025; 5:13–18.

7. Бойко В.И., Колпаков Г.Н., Селиваникова О.В. Топливные материалы в ядерной энергетике: учебное пособие. Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2008, 186 с.

8. Васильев Б.А., Крюков А.Н., Фарахин М.Р., Белов С.Б., Шеряков В.С., Кузнецов А.Е., Филин И.А. Использование МОКС-топлива в реакторе БН-800. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2025;3:45–59. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.03>

9. Адамов Е.О., Забудько Л.М., Матвеев В.И. и др. Сравнительный анализ преимуществ и недостатков использования металлического и нитридного смешанного уран-плутониевого топлива в быстрых реакторах. *Известия Российской академии наук. Энергетика*. 2015;2:3–15. EDN: TRUTWN.

10. Забудько Л.М., Курина И.С., Меньшикова Т.С. и др. Совместный российско-французский эксперимент по исследованию топлива с повышенным содержанием плутония для быстрого реактора-выжигателя. В сб.: 6-я Росс. конф. по реакторному материаловедению. Димитровград, 11–15 сентября 2000 г. НИИАР, 2001, с. 159–171.

11. Рогозкин Б.Д., Степеннова Н.М., Федоров Ю.Е. и др. Результаты испытаний смешанного мононитридного топлива $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ в реакторе БОР-60 до выгорания 12% тяж. ат. *Атомная энергия*. 2011;110(6):332–345. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/2021> (дата обращения 20.11.2025).

12. Голубев В.И., Звонарев А.В., Николаев М.Н., Орлов М.Ю. Влияние отражателей из разных материалов на увеличение захватов нейтронов в урановом экране реактора на быстрых нейтронах. *Атомная энергия*. 1963;15(3):327–328. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t15-4_1963/p327/ (дата обращения 20.11.2025).

Поступила в редакцию 15.10.2025

После доработки 02.02.2026

Принята к опубликованию 20.03.2026

Автор

Черешков Димитър Георгиев, инженер, аспирант,
E-mail: dimchereshkov@nf.jinr.ru

UDC 621.039.5

Analysis of the Effectiveness of Fuel Composition Changing in a Pulse Fast-Neutron Research Reactor

Chereshkov D.G.

Joint Institute for Nuclear Research,
6, Joliot-Curie St., 141980 Dubna, Russia

Abstract

In this paper, we will analyze the optimal design of the high-flux pulse periodic neutron source and further develop the concept of a pulse fast reactor with neptunium-nitride fuel. Since it is planned to increase the neutron flux density of the new neutron source by an order of magnitude in comparison with IBR-2M, the main goal of the work is to evaluate the current design of the reactor construction and possible options for

modifying its concept. At the same time, the design features of the reactor must be justified from the point of view of its safe operation.

Based on the computational simulation of the reactor, the main neutron characteristics and tallies of the facility were obtained. Thus, the main advantages and disadvantages of the reactor with neptunium-nitride fuel were identified and relevant solutions for changing the design were proposed. The principles of designing and optimizing a periodic pulse reactor using innovative types of nuclear fuel are discussed. For example, promising uranium-plutonium fuels were used as fuel, the modulator material was changed to a more suitable one for a core with mixed uranium-plutonium fuel, and a boron carbide layer was added between the reactor vessel and reflector blocks. A computational study was conducted to justify the possibility of using relevant design solutions in a new reactor facility. Directions for further research were determined.

Keywords: nuclear fuel, pulse periodic nuclear reactor, fast-neutron reactor, neptunium nitride, MOX, MNUP, effectiveness of different fuel composition.

For citation: Chereshev D.G. Analysis of the Effectiveness of Fuel Composition Changing in a Pulse Fast-neutron Research Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;1:160–168. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.13> (in Russian).

References

1. Shabalin E.P. Pulse fast-neutron reactors. Moscow, Atomizdat, 1976, 248 p. (in Russian).
2. Ananyiev V.D., Pepelyshev Yu.N., Rogov A.D. Optimization calculations of IBR-2 reactor. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Seriya: Fizika yadernykh reaktorov*. 2018;3:11–27 (in Russian).
3. Anan'ev V.D., Lukasevich I.B., Popov V.E., Romanova N.V. IBR-2 Run Optimization Suggestions. *Atomic energy*. 2020;127(3):131–133. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-020-00598-3>
4. Shabalin E.P., Aksenov V.L., Komyshev G.G., Rogov A.D. Neptunium-Based High-Flux Pulsed Research Reactor. *Atomic energy*. 2018;124(6):364–370. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-018-0424-3>
5. Aksenov V.L., Shabalin E.P. Fourth generation concept of neutron source in Dubna. *Poverhnost'. Rentgenovskie, sinhrotronnye i neytronnye issledovaniya*. 2018;7:13–19. DOI: <https://doi.org/10.7868/S0207352818070028> (in Russian).
6. Chereshev D.G. Reflector Efficiency Analysis for Pulse Fast Neutron Research Reactors. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Seriya: Fizika yadernykh reaktorov*. 2025;5:13–18 (in Russian).
7. Boyko V.I., Kolpakov G.N., Selivanikova O.V. Fuel materials in nuclear energetics: textbook. Tomsk, Tomsky politechnichesky universitet Publ, 2008, 186 p. (in Russian).
8. Vasiliev B.A., Kryukov A.N., Farakshin M.R., Belov S.B., Sheryakov V.S., Kuznetsov A.E., Filin I.A. Use of MOX Fuel in BN-800 Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2025;3:45–59. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.3.03> (in Russian).
9. Adamov E.O., Zabud'ko L.M., Matveev V.I., Rachkov V.I., Troyanov V.M., Homyakov Yu.S., Leonov V.N. Comparative study of advantages and disadvantages of the use of metal and mixed nitride uranium-plutonium fuel in fast reactors. *Izvestiya Rossiyskoy akademii nauk. Energetika*. 2015;2:3–15. EDN: TRUTWH (in Russian).
10. Zabud'ko L.M., Kurina I.S., Men'shikova T.S. A joint Russian-French experiment on the study of fuel with a high content of plutonium for a fast burn reactor. Proc. of the VIth Russian conference of nuclear reactor materials. Dimitrovgrad, Sept. 11–15, 2000. NIIAR Publ., 2001, pp. 159–171(in Russian).
11. Rogozkin B.D., Stepennova N.M., Fedorov Yu.E., Shishkov M.G., Kryukov F.N., Kuz'min S.V., Nikitin O.N., Belyaeva A.V., Zabud'ko L.M. Results of $U_{0.55}Pu_{0.45}N$ and $U_{0.4}Pu_{0.6}N$ mixed mononitride

fuel tests in a bor-60 reactor to burnup 12% h.a. *Atomic energy*. 2011;110(6):412–429. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-011-9442-0>

12. Golubev V.I., Zvonaryov A.V., Nikolaev M.N., Orlov M.Yu. The effect of reflectors made of different materials on the increase in neutron captures in the uranium shield of a fast neutron reactor. *Atomnaya energiya*. 1963;15(3):327–328. URL: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t15-4_1963/p327/ (accessed Nov. 20, 2025) (in Russian).

Author

Dimitar G. Chereshkov, Engineer, PhD Student,
E-mail: dimchereshkov@nf.jinr.ru