

P13-2026-13

Я. А. Вдовин <sup>1</sup>

## СМЕШАННОЕ НИТРИДНОЕ УРАН-ПЛУТОНИЕВОО ТОПЛИВО ДЛЯ ПУЛЬСИРУЮЩЕГО РЕАКТОРА

Направлено в журнал «Вопросы атомной науки и техники.  
Серия: Физика ядерных реакторов»

---

<sup>1</sup> Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Россия

Вдовин Я. А.

P13-2026-13

Смешанное нитридное уран-плутониевое топливо для пульсирующего реактора

Проведен сравнительный анализ различных составов СНУП-топлива в зависимости от содержания урана. Показано, что состав  $(U_{0,3}Pu_{0,7})N$  по критическим параметрам близок к используемому в ИБР-2М диоксиду плутония. Установлено, что увеличение доли урана в топливе улучшает теплофизические свойства, однако приводит к уширению импульса и росту фоновой мощности из-за увеличения времени жизни нейтронов и эффективной доли запаздывающих нейтронов. Результаты теплофизических расчетов демонстрируют, что при средней мощности 4 МВт и частоте 10 Гц максимальная температура СНУП-топлива не превышает 1315 К, тогда как оксидное топливо нагревается до 2500 К.

Сделан вывод о принципиальной возможности использования СНУП-топлива в пульсирующем реакторе. Предложенный состав  $(U_{0,3}Pu_{0,7})N$  позволяет сохранить нейтронно-физические параметры установки на уровне диоксида плутония при значительном повышении запаса до предельных температур, что открывает перспективу увеличения мощности реактора без изменения объема активной зоны.

Работа выполнена в Лаборатории нейтронной физики им. И. М. Франка ОИЯИ.

Препринт Объединенного института ядерных исследований. Дубна, 2026

Vdovin Ya. A.

P13-2026-13

Mixed Nitride Uranium–Plutonium Fuel for a Pulsed Reactor

A comparative analysis of various MNUP fuel compositions depending on uranium content was carried out. It is shown that the composition  $(U_{0,3}Pu_{0,7})N$  has critical parameters close to those of plutonium dioxide used in the IBR-2M reactor. It was found that increasing the uranium fraction in the fuel improves its thermophysical properties but leads to pulse broadening and an increase in background power due to a longer neutron lifetime and a higher effective delayed neutron fraction. The results of thermophysical calculations demonstrate that at an average power of 4 MW and a frequency of 10 Hz, the maximum temperature of MNUP fuel does not exceed 1315 K, whereas oxide fuel heats up to 2500 K.

It is concluded that MNUP fuel can, in principle, be used in a pulsed reactor. The proposed composition  $(U_{0,3}Pu_{0,7})N$  makes it possible to maintain the neutronic parameters of the facility at the level of plutonium dioxide while significantly increasing the margin to temperature limits. This opens up the prospect of increasing the reactor power without changing the core volume.

The investigation has been performed at the Frank Laboratory of Neutron Physics, JINR.

Preprint of the Joint Institute for Nuclear Research. Dubna, 2026

## ВВЕДЕНИЕ

С 2011 г. в Объединенном институте ядерных исследований (Дубна) успешно эксплуатируется импульсный реактор периодического действия (ИРПД) ИБР-2М, являющийся одним из мощнейших источников нейтронов для физического эксперимента в мире. В связи с выработкой эксплуатационного ресурса к 2040 г. назрела необходимость создания нового ИРПД, призванного заменить действующую установку.

Создание реактора нового поколения требует улучшения ключевых характеристик, в первую очередь — параметров импульса и плотности потока нейтронов, критически важных для исследовательских задач. Используемое в настоящее время в ИБР-2М оксидное топливо не позволяет достичь требуемого увеличения мощности без ухудшения временных характеристик импульса, что обусловлено его теплофизическими и нейтронно-физическими свойствами.

Альтернативой может стать смешанное нитридное уран-плутониевое топливо (СНУП), разрабатываемое в рамках проекта «Прорыв» (Росатом). На протяжении более 15 лет СНУП-топливо в составе экспериментальных сборок успешно испытывается в быстрых реакторах БОР-60 и БН-600, демонстрируя высокую радиационную, химическую и температурную стойкость в широком диапазоне выгораний и мощностей. Благодаря своим теплофизическим характеристикам и потенциальной возможности достижения глубокого выгорания (до 15–20 % тяж. ат.) СНУП рассматривается как основной вид топлива для быстрых реакторов нового поколения БРЕСТ-300 и БН-1200 [1]. Важным фактором является и начало промышленного производства: в 2024 г. в Северске запущен завод мощностью 14 т СНУП-топлива в год. В связи с этим в настоящей работе рассматривается возможность применения СНУП-топлива в активной зоне перспективного пульсирующего реактора.

### 1. КРИТИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Методом Монте-Карло с использованием библиотек оцененных ядерных данных РОСФОНД [2] произведены расчеты критических сфер в вакууме для разных типов топлива. Рассмотрены сферы из диоксида плутония ( $\text{PuO}_2$ ), нитрида нептуния ( $\text{NpN}$ ), нитрида плутония ( $\text{PuN}$ ) и смешанного нитридного уран-плутониевого топлива (СНУП) с различным содержанием Pu и U (см. рис. 1).

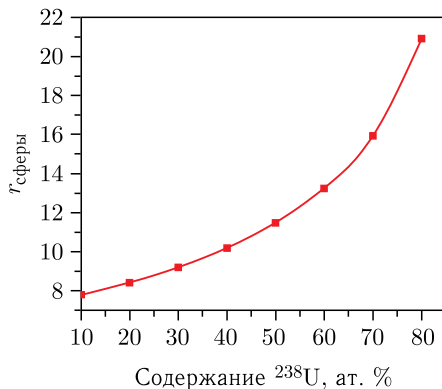


Рис. 1. Радиус критической сферы СНУП-топлива в зависимости от содержания U

Таблица 1. **Изотопный состав плутония**



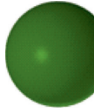

Изотоп	Содержание, %
$^{238}\text{Pu}$	0,191
$^{239}\text{Pu}$	95,767
$^{240}\text{Pu}$	3,849
$^{241}\text{Pu}$	0,172
$^{242}\text{Pu}$	0,0191

Для СНУП-топлива использовался плутоний с содержанием  $^{239}\text{Pu}$  95,7% (табл. 1), который смешивался с обедненным ураном  $^{235}\text{U}$  0,025% +  $^{238}\text{U}$  99,75% в различных пропорциях. Для сравнения нейтронно-физических характеристик в сводной таблице был выбран вариант с относительной концентрацией 70% Pu и 30% U, так как критический радиус сферы с таким составом практически совпадает с  $\text{PuO}_2$ . Делящиеся

материалы в исходных данных заданы с теоретической плотностью [3, 4]. В табл. 2 сведены основные нейтронно-физические параметры критических сфер из различных видов ядерного топлива, где  $\rho$  — теоретическая плотность материала,  $R_{\text{крит}}$  — критический радиус сферы,  $M$  — масса критической сферы,  $\beta_{\text{эфф}}$  — эффективная доля запаздывающих нейтронов,  $\Phi_{\text{утеч}}$  — расчетная относительная утечка нейтронов с поверхности,  $\tau$  — среднее время жизни поколения нейтронов,  $k_{\text{эфф}}$  — эффективный коэффициент размножения нейтронов,  $\Delta_{\text{расч}}$  — относительная ошибка расчета.

Нитрид плутония имеет наименьшую критическую массу среди исследуемых видов топлива, что потенциально позволит получить высокие показатели по плотности потока нейтронов, однако такая компактная активная зона из-за малой теплоемкости сильно ограничена температурой топлива и подогревом за импульс. Поэтому гораздо выгоднее смешать PuN с UN, чтобы увеличить критическую массу. При относительной концентрации 70% Pu и 30%  $^{238}\text{U}$  нейтронно-физические параметры СНУП-топлива будут близки к оксидному  $\text{PuO}_2$ , а высокая теплопроводность  $(\text{UPu})\text{N}$  позволит значительно увеличить среднюю мощность. Теплоемкость у нитридного топлива на 30% ниже, чем у оксидного, однако в целом оба материала имеют схожие показатели удельной теплоемкости для сфер равного объема из  $(\text{U}_{0,3}\text{Pu}_{0,7})\text{N}$  и  $\text{PuO}_2$  благодаря большой критической массе нитрида.

Таблица 2. **Некоторые нейтронно-физические характеристики различных видов топлива при теоретической плотности**

Параметр	Тип топлива			
				
	PuN	PuO <sub>2</sub>	(U <sub>0,3</sub> Pu <sub>0,7</sub> )N	NpN
$\rho$ , г/см <sup>3</sup>	14,35	11,46	14,3	14,18
$R_{\text{крит}}$ , см	6,962	8,42	8,9	13,43
$M$ , кг	20,28	28,65	42,22	143,87
$\beta_{\text{эфф}}$ , $\times 10^{-3}$	1,96	2,0	2,6	1,3
$\Phi_{\text{утеч}}$	1,0	1,016	0,95	0,7
$\tau$ , нс	3,7	5,4	6,0	3,9
$k_{\text{эфф}}$	1,00021	1,00031	1,00025	1,00010
$\Delta_{\text{расч}}$	$6 \cdot 10^{-5}$	$6 \cdot 10^{-5}$	$7 \cdot 10^{-5}$	$5 \cdot 10^{-5}$

С повышением доли урана увеличивается время жизни нейтронов и эффективная доля запаздывающих нейтронов (табл. 3). Ниже приведены некоторые зависимости параметров импульса ИРПД от  $\tau$  и  $\beta_{\text{эфф}}$  [5, 6].

Таблица 3. **Нейтронно-физические параметры СНУП-топлива с плотностью 14,3 г/см<sup>3</sup> в зависимости от содержания U**

Параметр	Содержание U, ат. %							
	10	20	30	40	50	60	70	80
$R_{\text{крит}}$ , см	7,233	8,082	8,9	9,865	11,182	12,912	15,57	20,56
$\tau$ , нс	4,4	5,2	6,1	7,6	10,1	13,8	20,5	34,8
$\beta_{\text{эфф}}$ , $\times 10^{-3}$	2,15	2,4	2,6	2,86	3,16	3,45	3,78	4,13

Эффективная длительность импульса

$$\theta = \sqrt{\frac{2\pi\tau}{\gamma}}, \quad (1)$$

где  $\gamma$  — скорость изменения реактивности модулятора.

Доля мощности между импульсами

$$\frac{W_{\text{фон}}}{W} = \frac{\beta_{\text{эфф}}}{\Delta k_{\text{мр}}}, \quad (2)$$

где  $W_{\text{фон}}$  — фоновая мощность;  $W$  — средняя тепловая мощность реактора;  $\Delta k_{\text{мр}}$  — эффективность модулятора.

Из этих выражений видно, что увеличение  $\tau$  и  $\beta_{\text{эфф}}$  негативно влияет на параметры импульса.

## ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ СНУП-ТОПЛИВА

Смешанное нитридное топливо значительно превосходит диоксид плутония по теплофизическим свойствам. Теплопроводность нитридов растет с увеличением температуры, что позволит увеличить мощность с сохранением средней температуры топлива. Единственным ограничением может быть подогрев топлива за импульс, так как теплоемкость у  $(UPu)N$  немного меньше, чем у диоксида плутония, но за счет высокой плотности удельная теплоемкость остается на том же уровне при равном критическом объеме. На рис. 2 приведены функции теплоемкости и теплопроводности для  $PuO_2$  и  $(U_{0,3}Pu_{0,7})N$  [7, 9, 10].

Из критических расчетов видно, что основные характеристики импульса быстрых нейтронов напрямую зависят от концентрации плутония в топливе. Исходя из этого возникает желание минимизировать содержание урана. Однако это приведет к ухудшению теплофизических свойств топливной композиции, ведь с уменьшением концентрации урана в СНУП-топливе теплопроводность заметно снижается [7–11] (рис. 3).

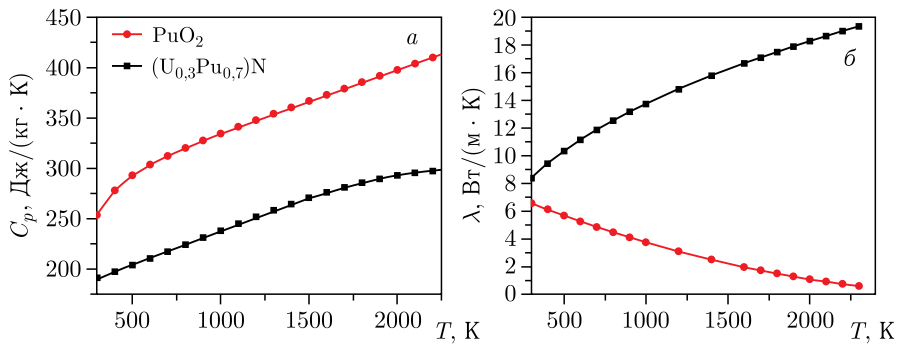


Рис. 2. Функции от температуры параметров СНУП и  $PuO_2$ : теплоемкости (а) и теплопроводности (б)

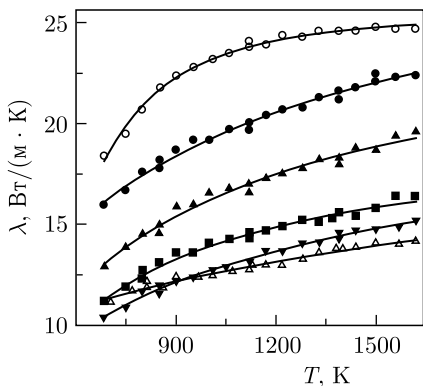


Рис. 3. Температурная зависимость теплопроводности  $(U, Pu)N$  от концентрации  $PuN$ :  $\circ$  —  $UN$ ;  $\bullet$  —  $U_{0,8}Pu_{0,2}N$ ;  $\blacktriangle$  —  $U_{0,65}Pu_{0,35}N$ ;  $\blacksquare$  —  $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ ;  $\blacktriangledown$  —  $U_{0,2}Pu_{0,8}N$ ;  $\triangle$  —  $PuN$

Температурные режимы твэлов типа используемых на ИБР-2 с таблетками из  $\text{PuO}_2$  и СНУП-топлива были рассчитаны по методике [12]. Расчет проводился для выхода на импульсную мощность при нормировке энерговыделения на активную зону, состоящую из 64 ТВС, в предположении постоянной температуры теплоносителя (изотермические граничные условия). Результаты представлены на рис. 4.

СНУП-топливо по результатам теплофизических расчетов при одинаковой мощности разогревается заметно меньше, чем оксидное (1330 и 1037 К для 2 МВт и 5 Гц), и с ростом мощности эта разница только увеличивается за счет теплофизики нитрида. При мощности 4 МВт и частоте импульсов 10 Гц оксидное топливо в максимально нагруженной точке уже нагреется

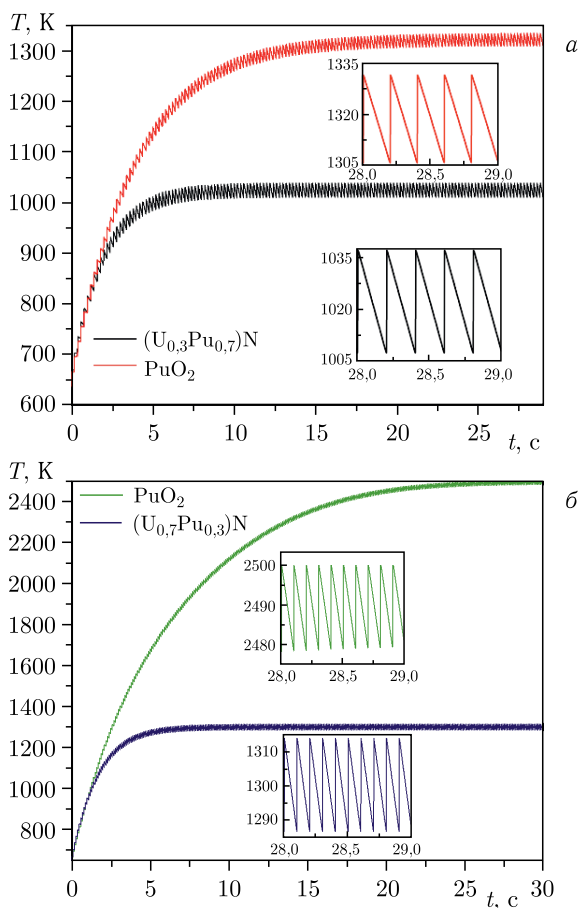


Рис. 4. Динамика максимальной температуры топлива при выходе на среднюю мощность 2 МВт с частотой 5 Гц (а) и 4 МВт с частотой 10 Гц (б) для СНУП и  $\text{PuO}_2$

до 2500 К, что близко к температуре плавления (около 2700 К), в то время как максимальная температура нитрида достигнет 1315 К. При этом подогрев за импульс у обоих видов топлива находится в диапазоне 20–25 °С (рис. 4).

### СРАВНЕНИЕ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ И СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ ИБР-2М

С помощью нейтронно-физических расчетов методом Монте-Карло проведен сравнительный анализ топливных композиций для реактора ИБР-2М из смешанного нитридного уран-плутониевого топлива и используемого по настоящее время плутониевого диоксидного топлива. Рассчитана эффективная ширина импульса  $\theta$  и доля фоновой мощности реактора ( $W_{\text{фон}}/W \times 100\%$ ) согласно выражениям (1) и (2).

Схожий критический размер активной зоны на основе СНУП-топлива ( $U_{0,3}Pu_{0,7}N$ ) и  $PuO_2$  позволяет производить расчеты в идентичной геометрии и при одинаковом положении РО СУЗ и модулятора реактивности. В расчетной модели плотность топлива отличается от теоретической в меньшую сторону с учетом технологической пористости и температурного расширения. Расчетная модель и расположение расчетных точек [13] показаны на рис. 5.

По результатам нейтронно-физических расчетов (табл. 4) видно, что модели ИБР-2М с топливом из ( $U_{0,3}Pu_{0,7}N$ ) и  $PuO_2$  обладают схожими пара-

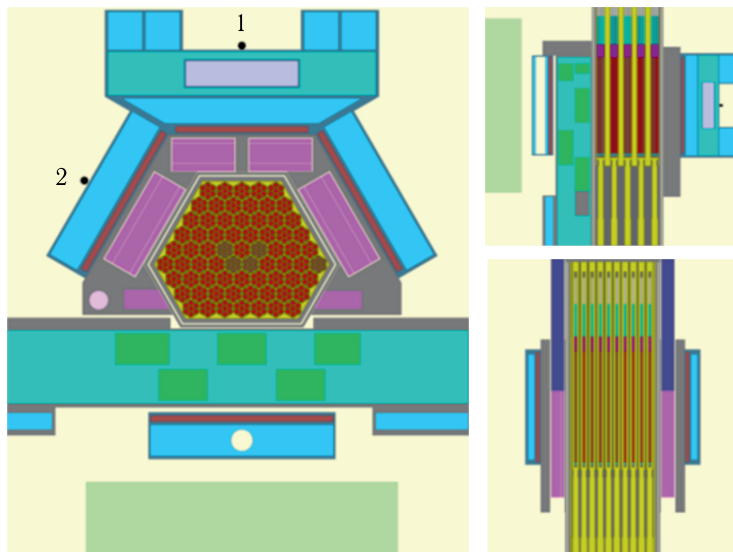


Рис. 5. Модель реактора ИБР-2М для нейтронно-физических расчетов

Таблица 4. Результаты нейтронно-физических расчетов

Параметр	СНУП ( $U_{0,3}Pu_{0,7}$ )N	Диоксид плутония $PuO_2$
$\rho_{топл}$ , г/см <sup>3</sup>	13,1	9,75
$k_{эфф}$	$1,00146 \pm 4,6 \cdot 10^{-5}$	$1,00169 \pm 4,1 \cdot 10^{-5}$
$\beta_{эфф}$ , $\times 10^{-3}$	2,541	2,116
$\tau$ , нс	58	62
$E_n$ , МэВ	1,26	1,24
$W_{фон}/W \cdot 100\%$	8,4	7
$\theta$ , мкс	228	235
$W$ , МВт	2	2
$\nu$ , Гц	5	5
Плотность потока нейтронов $\Phi$ , см <sup>-2</sup> · с <sup>-1</sup> в расчетных точках		
Тепловые нейтроны с энергией $\leq 0,5$ эВ		
Точка 1, $\Phi_{\leq 0,5 \text{ эВ}}$	$3,70 \cdot 10^{12}$	$3,79 \cdot 10^{12}$
Точка 2, $\Phi_{\leq 0,5 \text{ эВ}}$	$3,83 \cdot 10^{12}$	$3,95 \cdot 10^{12}$
Интегральный поток		
Точка 1, $\Phi_{интгр}$	$9,03 \cdot 10^{12}$	$9,57 \cdot 10^{12}$
Точка 2, $\Phi_{интгр}$	$1,15 \cdot 10^{13}$	$1,23 \cdot 10^{13}$

метрами и плотностями потока нейтронов с поверхности плоского водяного и холодного замедлителя в исследуемых точках. Полная эффективность модулятора реактивности ПО-ЗР при замене топлива не изменилась.

## ВЫВОДЫ

Сравнительный анализ СНУП-топлива с точки зрения нейтронно-физических характеристик показал, что материал ( $U_{0,3}Pu_{0,7}$ )N является аналогичным диоксиду плутония по многим параметрам и полная замена  $PuO_2$  на ( $U_{0,3}Pu_{0,7}$ )N практически не повлияет на характер импульса и плотность потока нейтронов. Основным недостатком для пользователей — это относительно большое значение  $\beta_{эфф}$ , что приведет к повышению фоновой мощности на 1–2% по сравнению с оксидом. С точки зрения устойчивости увеличение доли запаздывающих нейтронов является скорее преимуществом, так как чувствительность активной зоны к любым изменениям снижается (это касается как положительных, так и отрицательных эффектов реактивности).

Варьирование относительной концентрации U в СНУП-топливе позволяет изменять параметры импульсного реактора. Увеличение концентрации урана значительно улучшает теплопроводность топлива, однако это приводит к уширению импульса и росту доли мощности, выделяемой между импульсами из-за увеличения  $\beta_{эфф}$  и времени жизни нейтронов  $\tau$ .

Теплофизика нитридов выгодно отличается от оксидного топлива, теплопроводность (UPu)N сильно возрастает в процессе нагрева, что теоретически позволит развивать намного большую мощность и получать пропорциональный прирост плотности потока нейтронов.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами / Под общ. ред. проф. Е. О. Адамова. М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020. 502 с.
2. ГНЦ РФ–ФЭИ. Отделение ядерной энергетики. РОСФОНД — Российская библиотека файлов оцененных нейтронных данных [Электронный ресурс]. Обнинск. URL: <http://www.ippe.obninsk.ru/reactors/reactor-constants-datacenter/rosfond-neutron-database>.
3. Химическая энциклопедия. Т.3. Мед-Пол / Под ред. И.Л. Кнунянца и др. М.: БРЭ, 1992. 639 с.
4. Международное агентство по атомной энергии. Теплофизические свойства материалов для ядерной техники: руководство и сборник данных [Thermophysical Properties of Materials for Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data]. Вена: МАГАТЭ, 2008. 191 с.
5. *Шабалин Е. П.* Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1976. 248 с.
6. *Ломидзе В. Л.* Импульсные ядерные реакторы. М.: Знание, 1982. 64 с. (Новое в жизни, науке, технике. Сер. Физика. № 6).
7. *Solntseva E. S. et al.* Thermal conductivity of perspective fuel based on uranium nitride // *Ann. Nucl. Energy*. 2014; <http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.011>.
8. *Выбыванец В. И., Таубин М. Л., Солнцева Е. С., Галеев И. Э., Баранов В. Г., Тенишев А. В., Хомяков О. В.* Анализ, обобщение и исследование теплопроводности топливных композиций на основе монокрида урана // *АЭ*. 2015. Т. 18, № 4. С. 254–264.
9. *Рогозкин Б. Д., Степеннова Н. М., Федоров Ю. Е. и др.* Результаты испытаний смешанного монокридного 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. // *АЭ*. 2011. Т. 10, вып. 6.
10. *Ogawa Y. S. T.* Studies on nitride fuel cycle for TRU burning // *Proc. of the Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation* / Eds.: Y. S. T. Ogawa, M. Handa. Cadarache, France, July 1997. P. 250.
11. *Arai Y., Suzuki Y., Iwai T. et al.* Fabrication of uranium-plutonium mixed nitride fuel pins for irradiation tests in JMTR // *Nucl. Sci. Techn.* 1993. V. 30, No. 8. P. 824–830.
12. *Loukusa H., Peltonen J., Valtavirta V.* FINIX — Fuel behavior model and interface for multiphysics applications — Code documentation for version 1.19.12. Espoo: VTT Technical Research Centre of Finland, 2019. 96 p.
13. *Вдовин Я. А., Верхоглядов А. Е.* Расчетная модель и статические параметры реактора ИБР-2М // *Изв. вузов. Ядерная энергетика*. 2025. № 4. С. 199–199. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2025.4.14>

Получено 10 марта 2026 г.

Редактор *Е. В. Сабеева*

Подписано в печать 30.03.2026.

Формат 60 × 90/16. Бумага офсетная. Печать цифровая.

Усл. печ. л. 0,63. Уч.-изд. л. 0,77. Тираж 110 экз. Заказ № 61283.

Издательский отдел Объединенного института ядерных исследований  
141980, г. Дубна, Московская обл., ул. Жолио-Кюри, 6.

E-mail: [publish@jinr.ru](mailto:publish@jinr.ru)  
[publish.jinr.ru](http://publish.jinr.ru)