

ЯДЕРНАЯ, РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

NUCLEAR, RADIATION AND ENVIRONMENTAL SAFETY

<https://doi.org/10.26583/gns-2025-01-01>

EDN FEMEZE

Оригинальная статья / Original paper



Численная нейтрон-эмиссионная спектрометрия и излучение топлива реактора ВВЭР-1200

С.Д. Полозков^{1,3}  , Г.Н. Власкин², С.В. Беденко¹ 

¹ Национальный исследовательский Томский политехнический университет, г. Томск, Российская Федерация

² ЧУ ИТЦП «Прорыв», г. Москва, Российская Федерация

³ Нововоронежская АЭС – филиал АО «Концерн Росэнергоатом», г. Нововоронеж, Российская Федерация

 PolozkovSD@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Аннотация. Для длительной и безаварийной работы реактора топливо модифицируют путем добавления различных гомогенных и гетерогенных соединений. Практическое применение получило уран-гадолиниевое топливо в гомогенном исполнении с аксиальным профилированием тепловыделяющих элементов. Исследуется возможность гетерогенного применения Gd_2O_3 , ZrB_2 , Am_2O_3 и других выгорающих и легирующих добавок, которые позволяют сохранить теплопроводность топлива на уровне обычного оксидного топлива. Исследуемые модификации показывают удовлетворительное поведение под облучением при экстремально высокой температуре и предельном выгорании. Однако менее изученными остаются вопросы радиационной безопасности при обращении как со свежим, так и с отработавшим топливом. В настоящей работе проведена расчетная оценка нейтронной составляющей радиационных характеристик UO_2 -композиции с гетерогенным вариантом локализации микрокапсул $^{nat}Gd_2O_3$ и Am_2O_3 . Такой вариант исполнения не ухудшает теплопроводность топлива и положительно сказывается на ядерно-физических и теплофизических свойствах. Америций исследован не только в качестве возможной альтернативы Gd, но и с позиции утилизации в тепловых реакторах. Рассмотрено влияние Am на фотонную составляющую радиационных характеристик свежего топлива. Исследования выполнены с целью разработки процедур и регламентов обращения с новым топливом в процессе его изготовления и после облучения в реакторе. Исследования выполнены с применением верифицированных расчетных кодов программ Nedis-2m и MCNP 6.2.

Ключевые слова: реактор ВВЭР-1200, нейтронная спектрометрия, (α , n)-реакция, Nedis-2m, америций, фотонное излучение.

Для цитирования: Полозков С.Д., Власкин Г.Н., Беденко С.В. Численная нейтрон-эмиссионная спектрометрия и излучение топлива реактора ВВЭР-1200. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(1):5–16. <https://doi.org/10.26583/gns-2025-01-01>

For citation: Polozkov S.D., Vlaskin G.N., Bedenko S.V. Numerical neutron emission spectrometry and radiation of VVER-1200 reactor fuel. *Nuclear Safety*. 2025;15(1):5–16. (In Rus.). <https://doi.org/10.26583/gns-2025-01-01>

Numerical neutron emission spectrometry and radiation of VVER-1200 reactor fuel

Sergey D. Polozkov^{1,3}  , Gennadiy N. Vlaskin², Sergey V. Bedenko¹ 

¹ National Research Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Russian Federation

² ITCP «Proryv», Moscow, Russian Federation

³ Novovoronezh Nuclear Power Plant – a branch of Rosenergoatom Concern JSC,

Novovoronezh, Voronezh region, Russian Federation

 PolozkovSD@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Abstract. The VVER-1200 (V-491) reactor is a water-cooled power reactor, the design of which provides for higher fuel and coolant operating parameters compared to the VVER-1000 (V-320) reactor. For long-term and trouble-free operation of the reactor, the fuel is modified by adding various homogeneous compounds and heterogeneous inclusions.

Uranium-gadolinium fuel in a homogeneous design with axial profiling of fuel elements has received practical application. The possibility of heterogeneous use of Gd_2O_3 , ZrB_2 , Am_2O_3 and other burnable and alloying additives is being investigated. Such additives make it possible to maintain the thermal conductivity of the fuel at the level of conventional oxide fuel. The studied modifications show satisfactory behavior under irradiation at extremely high temperatures and burnup. However, the issues of radiation safety when handling both fresh and spent fuel remain less studied. In this work, a computational assessment of the neutron component of the radiation characteristics of a UO_2 composition with a heterogeneous variant of the localization of $^{\text{nat}}\text{Gd}_2\text{O}_3$ and Am_2O_3 microcapsules was carried out. This design option does not impair the thermal conductivity of the fuel and has a positive effect on the nuclear physical and thermophysical properties of the fuel. Americium has been studied not only as a possible alternative to Gd, but also from the perspective of its possible utilization in thermal reactors. The influence of Am on the photon component of the radiation characteristics of fresh fuel is considered. It is concluded that the radiation safety of fresh and irradiated products containing Am should be achieved primarily by solving problems of protection from photon radiation. The research is carried out to develop procedures and regulations for handling new fuel during its manufacture and after irradiation in the reactor. The studies were carried out using verified calculation codes of the MCNP 6.2 and Nedis 2m programs.

Keywords: VVER-1200 reactor, computational neutron spectrometry, (α, n) -reaction, Nedis-2m, americium, photon radiation.

Введение

Топливо действующих и проектируемых ядерных реакторов работает в экстремальных условиях. Для длительной и безотказной эксплуатации реактора топливо модифицируют, легируя различными гомогенными соединениями и гетерогенными включениями (B, Be, Mg, Mo, Al, Si, Gd, Er, Eu, Hf и др.), улучшая, таким образом, радиационную и термодинамическую стойкость топлива, теплопроводность, теплофизические и ядерно-физические характеристики. Легирование топлива выгорающими поглотителями (ВП) (Gd, B, Er и др.) позволяет снизить избыточную реактивность, уменьшить перекосы радиального и осевого энерговыделения. ВП, так же, как и другие легирующие добавки, используются как в гомогенном [1–4], так и в гетерогенном [1,3–6] варианте. При этом ВП могут не только выполнять свою прямую функцию по снижению избыточной реактивности и профилированию энерговыделения, но и влиять на внутреннюю структуру топлива, теплофизику и ядерно-физические свойства [7,8].

В реакторах типа ВВЭР в качестве ВП применяется гомогенная смесь UO_2 и $^{\text{nat}}\text{Gd}_2\text{O}_3$. Топливные таблетки, состоящие из гомогенной $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ смеси (уран-гадолиниевое топливо), позволяют снизить концентрацию бора в системе жидкостного регулирования, что положительно сказывается на безопасности и экономической эффективности реактора. Такое уран-гадолиниевое топливо предсказуемо себя

ведет как на ранней стадии эксплуатации, так и в режимах длительной стационарной и переменной нагрузки [1,5,9].

Несмотря на очевидные преимущества гомогенного исполнения ВП, этот вариант приводит к быстрому выгоранию изотопов $^{155,157}\text{Gd}$ в твэге, а удлинённый цикл требует повышенного содержания $^{\text{nat}}\text{Gd}$, что, в свою очередь, снижает теплопроводность топлива [1,5,7,8,10,11]. В работе [11] авторы показали, что теплопроводность гомогенной $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ смеси в интервале рабочих температур, характерных для ВВЭР и средних глубин выгорания, снижена более чем на 17 % по отношению к серийной топливной таблетке. Природный гадолиний является сильнейшим поглотителем, поэтому, несмотря на существующие недостатки, исследования по его применению в реакторах типа ВВЭР продолжаются и в основном направлены на поиск оптимальных компонентов топливной композиции твэлов и твэгов, а также схем их размещения [9,12,13]. Например, здесь [1,2,5] авторами исследуется возможность гетерогенной локализации микрокапсул $^{\text{nat}}\text{Gd}_2\text{O}_3$ в UO_2 -матрице твэга. Анализ имеющихся в научной периодике результатов исследований показывает, что практически все они сконцентрированы на решении таких задач, как повышение ураноемкости топливной таблетки, улучшение ее радиационной и термической стабильности и др. Исследуемые модификации показывают удовлетворительное поведение под облучением при экстремаль-

но высокой температуре и предельном выгорании, но при этом вопросы безопасности при специальном обращении с топливом после эксплуатации практически полностью игнорируются.

В данной работе проводится расчетная оценка нейтронной составляющей радиационных характеристик UO_2 -композиции с гетерогенным вариантом локализации микрокапсул $^{\text{nat}}\text{Gd}_2\text{O}_3$ и Am_2O_3 . Такой вариант исполнения ВП не ухудшает теплопроводность топлива, как это происходит в гомогенной смеси UO_2 и $\text{Gd}_2\text{O}_3/\text{Am}_2\text{O}_3$, и положительно сказывается на ядерно-физических и теплофизических свойствах топлива и активной зоны.

В работах [1,2,5] авторами продемонстрирована замена традиционно используемой гомогенной $\text{UO}_2\text{-Gd}_2\text{O}_3$ двуокиси на гетерогенный вариант. В этих исследованиях для составов, теплопроводность которых выше, чем у гомогенного аналога, выполнена серия нейтронных расчетов. Полученная зависимость $k_{\text{inf}}(t, Z)$ для средних и высоких глубин выгорания идентична эталонной, а нейтронная составляющая радиационных характеристик исследуемых составов оказалась ниже аналогичных характеристик UO_2 -матриц, легированных ^9Be , $^{10,11}\text{B}$, $^{25,26}\text{Mg}$, Mo , ^{27}Al , $^{29,30}\text{Si}$. Очевидно, что двуокись, легированная элементами малой и средней массы, обладает рядом преимуществ. Однако некоторые из применяемых изотопов являются целевыми для (α, n) -реакции [14–17] и могут существенно осложнить радиационную обстановку на стадиях открытого и закрытого ядерного топливного цикла [18–23].

На рисунке 1 проиллюстрированы расчетные оценки удельных выходов нейтронов, которые образуются в (α, n) -реакциях на ядрах ^9Be , ^{27}Al и $^{29,30}\text{Si}$ в сравнении с $^{17,18}\text{O}$ ($^{\text{nat}}\text{O}$) и их нормированные спектры $\chi_{\alpha n}(E_n)$. Расчеты выполнены в программе Nedis-2m [14] для плоскопараллельного моноэнергетического тока α -частиц интенсивностью 10^6 c^{-1} . Энергия α -частиц принята равной $\langle E \rangle = 5,15 \text{ МэВ}$ и соответствует средневзвешенной энергии спектра источника α -частиц отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) (выгорание $\sim 60 \text{ ГВт}\cdot\text{сут/т U}$, вы-

держка 1 год, удельная активность $2,59 \cdot 10^{15} \text{ Бк/ТВС}$ (масса топлива в топливной сборке (ТВС) – 534,1 кг), выход α -частиц $Y_\alpha(E) = 0,218 \text{ (Бк}\cdot\text{с)}^{-1}$) реактора ВВЭР-1200. Результаты расчета основных характеристик спектральных распределений (спектров) нейтронов $\phi_{\alpha n}(E)$, анализируемых модификаций для $Y_\alpha = 0,218$, сведены в таблицу 1.

Результаты предварительных расчетных оценок (рис. 1, табл. 1) показывают, что выход нейтронов в реакциях (α, n) на ядрах ^9Be и его спектр значительно «жестче» по сравнению с $^{17,18}\text{O}$, ^{27}Al и $^{29,30}\text{Si}$. Выход и (α, n) -спектр также превышает выход и спектр нейтронов спонтанного деления ^{244}Cm , который является основным источником нейтронов в ОЯТ реакторов типа ВВЭР [17,18,21]. Поэтому, нами сознательно исключены составы UO_2 -матриц, содержащие элементы малой и средней атомной массы. В работе выполнено моделирование нейтронно-физических характеристик ТВС реактора ВВЭР-1200. Проанализирован изотопный состав α -излучателей и источников нейтронного излучения. Проведена расчетная оценка нейтронной составляющей радиационных характеристик ОЯТ с гетерогенным вариантом локализации $^{\text{nat}}\text{Gd}_2\text{O}_3$ и Am_2O_3 . Америций рассмотрен не только как возможная альтернатива Gd , но и с позиции его возможной утилизации в реакторе. Также изучено влияние Am на фотонную составляющую радиационных характеристик свежего топлива. Сделан вывод о том, что радиационная безопасность свежих и облученных изделий с Am (топливных таблеток, твэл, ТВС) должна достигаться в первую очередь решением задач защиты от фотонного излучения.

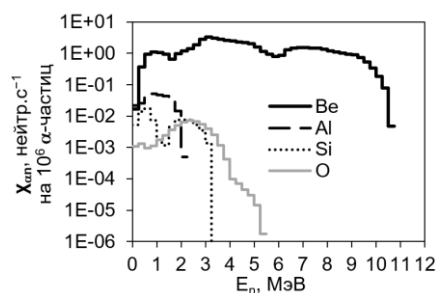


Рисунок 1. Нормированные спектры нейтронов целевых для (α, n) -реакции изотопов
 Figure 1. Normalized neutron spectra of target isotopes for (α, n) -reaction

Таблица 1. Радиационные характеристики спектральных распределений нейтронов**Table 1.** Radiation characteristics of spectral distributions of neutrons

Изотоп	^9Be	^{27}Al	$^{29,30}\text{Si}$	$^{17,18}\text{O}$ (UO_2)	^{244}Cm нейтр. сп.-деления
Y_n , нейтр.с $^{-1}$	$1,308 \cdot 10^9$	$6,490 \cdot 10^6$	$1,922 \cdot 10^6$	$3,315 \cdot 10^5$	$5,773 \cdot 10^6$
$\langle E \rangle$, МэВ	4,787	0,992	1,318	2,510	2,109
$E_{\text{макс}}$, МэВ	10,75	2,25	3,5	6,5	~12

Нейтронно-физический расчет и расчет изотопного состава топлива выполнены в программе MCNP 6.2, расчет источников излучения и их спектров – в Nedis-2m [14].

Исследования были проведены с целью разработки процедур и регламентов обращения с новым топливом в процессе его изготовления и после облучения в реакторе.

Методы исследований

Задача расчета нейтронной компоненты радиационных характеристик ОЯТ решалась путем совместного использования программ Nedis-2m и MCNP 6.2. Расчет выполнен в два этапа. На первом этапе получены зависимости $k_{\text{inf}}(t, Z)$ и нуклидный состав топлива, проанализирован изотопный состав топлива, состав α -излучателей и источников нейтронов. На втором этапе подготовленные наборы данных о концентрациях и источнике α -частиц использовались в Nedis-2m для воспроизводства выходов $Y_n(E)$, спектров $\chi_n(E)$, $\phi_n(E)$ и последующего расчета мощности эффективной эквивалентной дозы P (для точечной геометрии источника).

Дозовый коэффициент перехода от $\phi_n(E)$ к P определялся по уравнению (1):

$$DF(E) = \frac{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} h_E(E) \phi_n(E) dE}{\int_{E_{\min}}^{E_{\max}} \phi_n(E) dE}, \quad (1)$$

$3\text{в} \times \text{ч}^{-1}/\text{н.}/(\text{см}^2 \cdot \text{с}),$

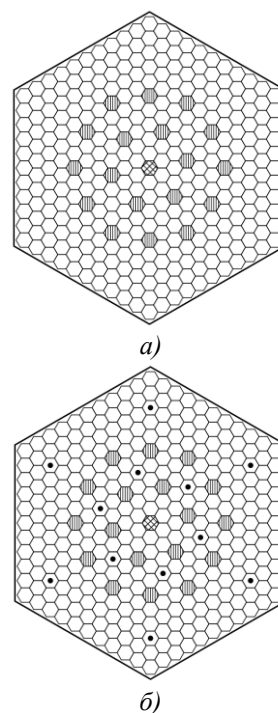
где $h_E(E)$ – зависимость эффективной эквивалентной дозы нейтронов от энергии на единичный поток.

Расчетная модель ТВС для MCNP 6.2

Нейтронно-физический расчет и расчет нуклидного состава топлива выполнены по программе MCNP 6.2, которая использует библиотеку оцененных ядерных констант ENDF/BVII.0 для решения уравнений переноса частиц по объему ТВС. В расчете

разыгрывалось 10^7 историй, что позволило обеспечить среднеквадратичную погрешность полученных решений, равную 0,1%.

Расчетная модель (рис. 2) ТВС реактора ВВЭР-1200 (В-491) выполнена в трехмерной постановке с сохранением размерно-массовых параметров сборки, указанных в проектной документации, и предназначена для определения нейтронно-физических характеристик реактора и нуклидного состава топлива.



⊠ – Ячейка с центральной трубкой
 ▨ – Ячейка с направляющими каналами
 ⬡ – Топливная ячейка (топливо типа U1, U2, MODU2)
 ⊞ – Топливная ячейка с топливом типа UGD3 (твэз)

Рисунок 2. Расчетные модели ТВС реактора ВВЭР-1200: а) ТВС с топливом типа U1 и MODU2; б) ТВС с топливом типа U2 и UGD3

Figure 2. Calculation models of fuel assemblies of the VVER-1200 reactor: a) fuel assemblies with fuel of type U1 and MODU2; b) fuel assemblies with fuel of type U2 and UGD3

Расчет выполнен для трех типов ТВС (см. рис. 2 и табл. 2): 1) ТВС № 1 содержит 312 ТВЭЛ UO_2 с обогащением 4,95 % (топливо типа U1); 2) ТВС № 2 содержит ТВЭЛ с обогащением 4,95 % (топливо типа U2) и

12 ТВЭЛ UO_2 с обогащением 3,6 % + 4,0 % Gd_2O_3 (топливо типа UGD3); 3) ТВС № 3 содержит 312 ТВЭЛ UO_2 с обогащением 4,95 % + 0,2 % AmO_2 (MODU2).

Таблица 2. Входные наборы данных о ядерных концентрациях (данные нормированы на тонну урана начальной загрузки)

Table 2. Input data sets of nuclear concentrations (data are normalized per ton of uranium load)

Изотоп	Концентрация, яд. (барн \times см) ⁻¹			Концентрация, г/тU		
	ТВС № 1	ТВС № 2	ТВС № 3	ТВС № 1	ТВС № 2	ТВС № 3
²³⁴ U	$1,034 \cdot 10^{-5}$	$1,021 \cdot 10^{-5}$	$1,032 \cdot 10^{-5}$	$4,330 \cdot 10^2$	$4,292 \cdot 10^2$	$4,331 \cdot 10^2$
²³⁵ U	$1,163 \cdot 10^{-3}$	$1,149 \cdot 10^{-3}$	$1,161 \cdot 10^{-3}$	$4,890 \cdot 10^4$	$4,853 \cdot 10^4$	$4,901 \cdot 10^4$
²³⁶ U	$5,404 \cdot 10^{-6}$	$5,342 \cdot 10^{-6}$	$5,394 \cdot 10^{-6}$	$2,280 \cdot 10^2$	$2,262 \cdot 10^2$	$2,283 \cdot 10^2$
²³⁸ U	$2,232 \cdot 10^{-2}$	$2,228 \cdot 10^{-2}$	$2,228 \cdot 10^{-2}$	$9,510 \cdot 10^5$	$9,521 \cdot 10^4$	$9,510 \cdot 10^5$
²⁴¹ Am	-	-	$4,386 \cdot 10^{-5}$	-	-	$1,902 \cdot 10^3$
^{242m1} Am	-	-	$1,669 \cdot 10^{-6}$	-	-	$7,251 \cdot 10^1$
²⁴³ Am	-	-	$8,298 \cdot 10^{-7}$	-	-	$3,623 \cdot 10^1$
¹⁶ O	$4,700 \cdot 10^{-2}$	$4,689 \cdot 10^{-2}$	$4,701 \cdot 10^{-2}$	-	-	-

Расчетная модель ТВС для Nedis-2m

Программный код Nedis-2m (NEutron DIStribution) и его последняя модификация Nedis-3 предназначены для расчета выхода и энергетического спектра нейтронов, образующихся в реакциях (α, n) на ядрах легких элементов и нейтронов спонтанного деления, а также фотонов, испускаемых от распада α -излучателей и в реакциях (α, γ) . Nedis-2m позволяет выполнять расчеты:

1) спектрального и нормированного распределения нейтронов в групповом и точечном представлениях;

2) спектра и потока нейтронов утечки, коэффициента пересчета от спектра к мощности эффективной эквивалентной дозы;

3) интенсивности и спектра фотонного излучения для гомогенной смеси α -излучателей и легких элементов. Также предусмотрен учет влияния геометрии источника (пластина, цилиндр, сфера, микросфера, нить) α -излучателей на указанные выше характеристики. В расчетах спектров учитывается анизотропия испускания нейтронов в

системе центра масс реакции (α, n) . Сечения (α, n) -реакций, коэффициенты разложения сечений по полиномам Лежандра, тормозные способности α -частиц берутся из баз данных программы. Библиотека программы содержит данные о сечениях (α, n) -реакций Li, Be, B, C, O, F, Ne, Na, Mg, Al, Si, P, S, Cl, Ar и K ядер для энергий α -частиц до 10 МэВ, а также данные о шестидесяти естественных и реакторных α -излучателях [14,24].

В таблицах 3, 4 и на рисунке 3 представлены наборы входных данных о концентрациях и источнике α -частиц (данные нормированы на тонну U начальной загрузки) необлученных (свежих) и облученных ТВС. Параметры облученных ТВС, следующие: время облучения 1468 сут., максимальное выгорание 60 ГВт \times сут/т(U), выдержка 0 сут., выходы $Y_\alpha(E)$ α -частиц ТВС № 1, 2 и 3, соответственно, равны – 0,438, 0,442 и 0,665 (с \times Бк)⁻¹.

Таблица 3. Ядерные концентрации и параметры источника α -частиц необлученных ТВС**Table 3.** Nuclear concentrations and parameters of the α -particles source of non-irradiated fuel assemblies

Нуклид	<E> МэВ	ТВС № 1		ТВС № 2		ТВС № 3	
		Состав, яд. (барн \times см) ⁻¹	A_{α} , (с \times Т) ⁻¹	Состав, яд. (барн \times см) ⁻¹	A_{α} , (с \times Т) ⁻¹	Состав, яд. (барн \times см) ⁻¹	A_{α} , (с \times Т) ⁻¹
²³⁴ U	4,759	$1,034 \cdot 10^{-5}$	$9,968 \cdot 10^{10}$	$1,021 \cdot 10^{-5}$	$9,876 \cdot 10^{10}$	$1,032 \cdot 10^{-5}$	$9,968 \cdot 10^{10}$
²³⁵ U	4,405	$1,163 \cdot 10^{-3}$	$3,910 \cdot 10^9$	$1,149 \cdot 10^{-3}$	$3,878 \cdot 10^9$	$1,161 \cdot 10^{-3}$	$3,918 \cdot 10^9$
²³⁶ U	4,481	$5,404 \cdot 10^{-6}$	$5,456 \cdot 10^8$	$5,342 \cdot 10^{-6}$	$5,408 \cdot 10^8$	$5,394 \cdot 10^{-6}$	$5,456 \cdot 10^8$
²³⁸ U	4,188	$2,232 \cdot 10^{-2}$	$1,183 \cdot 10^{10}$	$2,228 \cdot 10^{-2}$	$1,184 \cdot 10^{10}$	$2,228 \cdot 10^{-2}$	$1,183 \cdot 10^{10}$
²⁴¹ Am	5,479	-	-	-	-	$4,386 \cdot 10^{-5}$	$2,411 \cdot 10^{14}$
^{242m} Am	5,210	-	-	-	-	$1,669 \cdot 10^{-6}$	$1,290 \cdot 10^{11}$
²⁴³ Am	5,269	-	-	-	-	$8,298 \cdot 10^{-7}$	$2,673 \cdot 10^{11}$
¹⁶ O	-	$4,691 \cdot 10^{-2}$	-	$4,680 \cdot 10^{-2}$	-	$4,692 \cdot 10^{-2}$	-
¹⁷ O	-	$1,782 \cdot 10^{-5}$	-	$1,778 \cdot 10^{-5}$	-	$1,783 \cdot 10^{-5}$	-
¹⁸ O	-	$3,654 \cdot 10^{-8}$	-	$3,645 \cdot 10^{-8}$	-	$3,655 \cdot 10^{-8}$	-
Сумма	-	$4,700 \cdot 10^{-2}$	$1,160 \cdot 10^{11}$	$4,689 \cdot 10^{-2}$	$1,150 \cdot 10^{11}$	$4,701 \cdot 10^{-2}$	$2,416 \cdot 10^{14}$

Таблица 4. Ядерные концентрации и активность актинидов облученных ТВС**Table 4.** Nuclear concentrations and activity of actinides in irradiated fuel assemblies

Нуклид	<E> МэВ	ТВС №1		ТВС №2		ТВС №3	
		Состав, яд. (барн \times см) ⁻¹	A, Бк \times Т ⁻¹	Состав, яд. (барн \times см) ⁻¹	A, Бк \times Т ⁻¹	Состав, яд. (барн \times см) ⁻¹	A, Бк \times Т ⁻¹
²³³ U	4,817	$6,425 \cdot 10^{-11}$	$9,586 \cdot 10^3$	$6,244 \cdot 10^{-11}$	$9,393 \cdot 10^3$	$6,960 \cdot 10^{-11}$	$1,052 \cdot 10^6$
²³⁴ U	4,759	$4,479 \cdot 10^{-6}$	$4,329 \cdot 10^{10}$	$4,385 \cdot 10^{-6}$	$4,245 \cdot 10^{10}$	$4,820 \cdot 10^{-6}$	$4,633 \cdot 10^{10}$
²³⁵ U	4,405	$8,850 \cdot 10^{-5}$	$2,985 \cdot 10^8$	$8,579 \cdot 10^{-5}$	$2,889 \cdot 10^8$	$9,740 \cdot 10^{-5}$	$3,273 \cdot 10^8$
²³⁶ U	4,481	$1,684 \cdot 10^{-4}$	$1,706 \cdot 10^{10}$	$1,667 \cdot 10^{-4}$	$1,692 \cdot 10^{10}$	$1,680 \cdot 10^{-4}$	$1,696 \cdot 10^{10}$
²³⁸ U	4,188	$2,153 \cdot 10^{-2}$	$1,143 \cdot 10^{10}$	$2,149 \cdot 10^{-2}$	$1,144 \cdot 10^{10}$	$2,150 \cdot 10^{-2}$	$1,138 \cdot 10^{10}$
²³⁸ Pu	5,499	$8,060 \cdot 10^{-6}$	$2,183 \cdot 10^{14}$	$8,081 \cdot 10^{-6}$	$2,192 \cdot 10^{14}$	$2,150 \cdot 10^{-5}$	$5,806 \cdot 10^{14}$
²³⁹ Pu	5,144	$8,391 \cdot 10^{-5}$	$8,257 \cdot 10^{12}$	$8,366 \cdot 10^{-5}$	$8,256 \cdot 10^{12}$	$8,920 \cdot 10^{-5}$	$8,734 \cdot 10^{12}$
²⁴⁰ Pu	5,155	$6,267 \cdot 10^{-5}$	$2,267 \cdot 10^{13}$	$6,293 \cdot 10^{-5}$	$2,276 \cdot 10^{13}$	$6,530 \cdot 10^{-5}$	$2,350 \cdot 10^{13}$
²⁴¹ Pu	4,893	$2,665 \cdot 10^{-5}$	$4,404 \cdot 10^{15}$	$2,662 \cdot 10^{-5}$	$4,412 \cdot 10^{15}$	$2,800 \cdot 10^{-5}$	$4,614 \cdot 10^{15}$
²⁴² Pu	4,918	$2,574 \cdot 10^{-5}$	$1,636 \cdot 10^{11}$	$2,605 \cdot 10^{-5}$	$1,660 \cdot 10^{11}$	$2,910 \cdot 10^{-5}$	$1,843 \cdot 10^{11}$
²³⁷ Np	4,759	$1,650 \cdot 10^{-5}$	$1,831 \cdot 10^{10}$	$1,645 \cdot 10^{-5}$	$1,825 \cdot 10^{10}$	$1,670 \cdot 10^{-5}$	$1,848 \cdot 10^{10}$
²⁴¹ Am	5,479	$6,419 \cdot 10^{-7}$	$3,522 \cdot 10^{12}$	$6,371 \cdot 10^{-7}$	$3,502 \cdot 10^{12}$	$9,800 \cdot 10^{-7}$	$5,357 \cdot 10^{12}$
^{242m} Am	5,210	$3,148 \cdot 10^{-9}$	$5,300 \cdot 10^{10}$	$3,126 \cdot 10^{-9}$	$5,272 \cdot 10^{10}$	$4,950 \cdot 10^{-9}$	$8,303 \cdot 10^{10}$
²⁴³ Am	5,269	$4,997 \cdot 10^{-6}$	$1,611 \cdot 10^{12}$	$5,084 \cdot 10^{-6}$	$1,646 \cdot 10^{12}$	$6,570 \cdot 10^{-6}$	$2,119 \cdot 10^{12}$
²⁴² Cm	6,100	$5,392 \cdot 10^{-7}$	$2,869 \cdot 10^{15}$	$5,447 \cdot 10^{-7}$	$2,901 \cdot 10^{15}$	$1,480 \cdot 10^{-6}$	$7,856 \cdot 10^{15}$
²⁴⁴ Cm	5,795	$2,377 \cdot 10^{-6}$	$3,111 \cdot 10^{14}$	$2,448 \cdot 10^{-6}$	$3,213 \cdot 10^{14}$	$4,550 \cdot 10^{-6}$	$5,964 \cdot 10^{14}$
Сумма	-	-	$7,839 \cdot 10^{15}$	-	$7,889 \cdot 10^{15}$	-	$1,369 \cdot 10^{16}$

Интегральные параметры источника α -частиц, исследуемых ТВС (данные нормированы на тонну U начальной загрузки) для 0, 1, 2, 3, 5 и 7 лет выдержки, проиллюстрированы на рисунке 3.

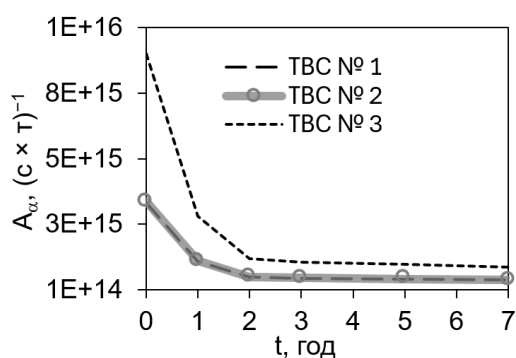


Рисунок 3. Интегральные параметры источника α -частиц в зависимости от времени выдержки ОЯТ
Figure 3. Integral parameters of the α -particle source depending on the SNF holding time

Результаты и обсуждения

В разделе демонстрируются: 1) результаты моделирования нейтронно-физических и радиационных характеристик ТВС разных типов, 2) изотопный состав α -излучателей, источники нейтронов и 3) их спектры.

Нейтронно-физические характеристики

Результаты расчета нейтронно-физических характеристик ТВС № 1 (топливо типа U1) и 2 (топливо типа U2 и UGD3), продемонстрированные на рисунке 4, показывают уменьшение коэффициента размножения $k_{inf}(Z)$, характерное для ТВС с обычным и уран-гадолиниевым топливом.

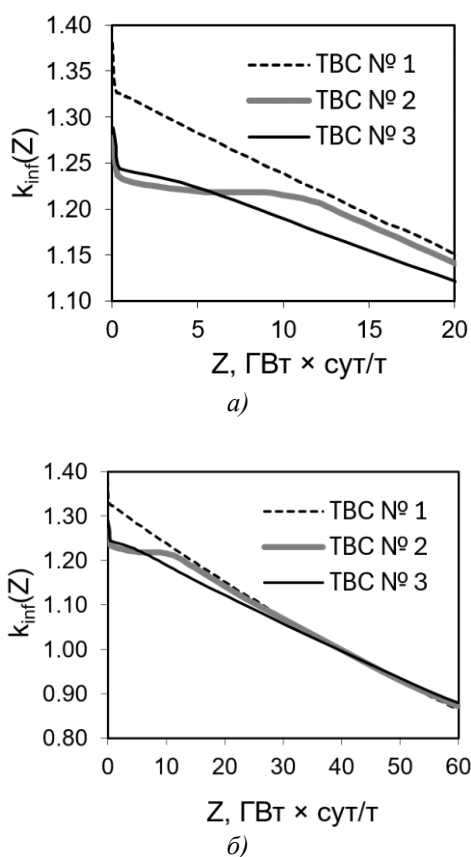


Рисунок 4. Зависимость $k_{inf}(Z)$ от глубины выгорания ядерного топлива

Figure 4. Dependence of $k_{inf}(Z)$ on the burnup of nuclear fuel

Зависимость $k_{inf}(Z)$ ТВС № 3 (топливо типа MODU2) также демонстрирует характерное изменение нейтронно-физических характеристик как в начале цикла облучения (рис. 4а), так и при продолжительном облучении (рис. 4б). Наблюдаемое уменьшение начального запаса реактивности в сравнении

с ТВС № 1 и 2, позволяет сделать вывод о возможном применении гетерогенного варианта локализации Am_2O_3 в UO_2 для компенсации избыточной реактивности.

Радиационные характеристики

Составы свежих и облученных ТВС № 1 и ТВС № 2 (усредненный состав по объему сборки) практически идентичны, поэтому ниже анализируются и сравниваются радиационные характеристики ТВС № 1 с топливом типа U1 и ТВС № 3 с топливом типа MODU2.

На рисунке 5 продемонстрированы нормированные спектры нейтронов $\chi_n(E)$ (рис. 5а) и их спектральные распределения $\varphi_n(E)$ (рис. 5б) ТВС № 1. Интегральный выход нейтронов Y_n свежей ТВС (в пересчете на массу топлива (~534,1 кг UO_2) в ТВС), равен $5,90 \times 10^3$ нейтр.с⁻¹, мощность эффективной эквивалентной дозы $P=0,08$ мкЗв×ч⁻¹ (на расстоянии 10 см в среднем сечении ТВС), вклад (α , n)-нейтронов ($Y_{\alpha n}/Y_{sf}$) равен 0,1103 (~11,03 %). На конец облучения и для двух лет выдержки Y_n составит величину, равную $7,18 \times 10^8$ и $4,37 \times 10^8$ нейтр.с⁻¹, соответственно. Вклад (α , n)-нейтронов с 6,65 % (конец облучения) уменьшается до 1,36 % (выдержка 2 года), далее эта составляющая нейтронного излучения во времени практически не меняется.

Спектральные (рис. 6) и интегральные ($Y_n = 2,14 \times 10^6$ нейтр.с⁻¹, $P = 37$ мкЗв × ч⁻¹, $Y_{\alpha n}/Y_{sf} = 278$) параметры свежей ТВС № 3 заметно отличаются от аналогичных параметров ТВС № 1 и 2 (рис. 5).

Здесь $\chi_n(E)$ и Y_n в диапазоне энергий от 10^{-7} до 6 МэВ практически полностью формируются нейтронами, образующимися в ядрах Am_2O_3 по реакциям (α , n). На конец облучения и для двух лет выдержки Y_n составит величину, равную $1,57 \times 10^9$ нейтр.с⁻¹ ($Y_{\alpha n}/Y_{sf}=8,27$ %) и $8,40 \times 10^8$ нейтр.с⁻¹ ($Y_{\alpha n}/Y_{sf}=1,53$ %), соответственно.

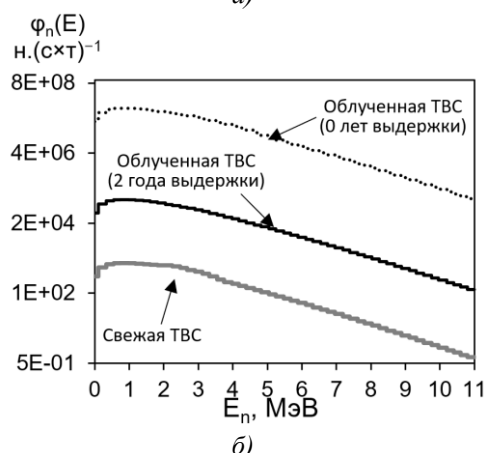
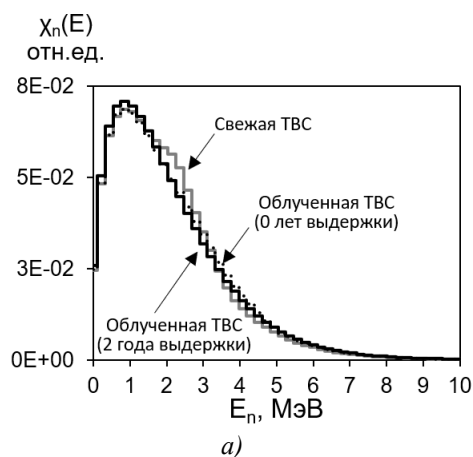


Рисунок 5. Нейтронная составляющая радиационных характеристик ТВС № 1: а – нормированные спектры; б – спектральные распределения
Figure 5. Neutron component of FA № 1 radiation characteristics: а – normalized spectra; б – spectral distributions

Результаты сравнений радиационных характеристик свежих ТВС показали, что значение $Y_n(\text{ТВС № 3})$ в $3,7 \cdot 10^2$ раза больше соответствующих значений ТВС № 1 и 2. Спектральное распределение нейтронов преимущественно формируется (α , n)-нейтронами со средней энергией спектра 2,48 МэВ и максимумом в области – 2,68 МэВ.

Анализ радиационных характеристик свежего уранового топлива требует учета тормозного излучения при распаде $^{234\text{m}}\text{Pa}$ и ^{234}Th . Выполненный в Nedis-3 расчет источника фотонного излучения свежих ТВС с учетом тормозного излучения от распада $^{234\text{m}}\text{Pa}$ ($\sim 4,6 \cdot 10^{-10}$ г/тУ) и ^{234}Th ($\sim 1,38 \cdot 10^{-5}$ г/тУ) показал, что выход фотонов ТВС № 3 составляет $Y_\gamma \sim 10^{14}$ фотон.с $^{-1}$, что в $\sim 10^4$ раз превышает аналогичные значения для ТВС № 1 и 2.

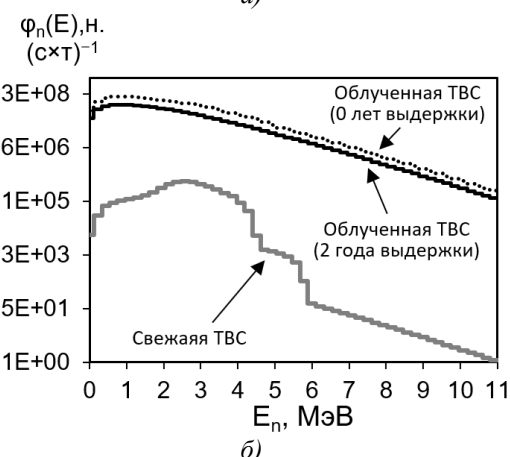
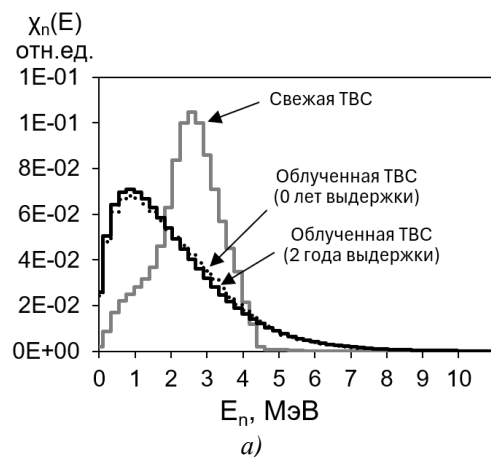


Рисунок 6. Нейтронная составляющая радиационных характеристик ТВС № 3: а – нормированные спектры; б – спектральные распределения
Figure 6. Neutron component of FA № 3 radiation characteristics: а – normalized spectra; б – spectral distributions

Результаты расчета мощности дозы нейтронного и фотонного излучений свежих ТВС в сравнении на момент их изготовления продемонстрированы в таблице 5.

Таблица 5. Мощность эффективной эквивалентной дозы нейтронного и фотонного излучений свежих ТВС

Table 5. Power of effective equivalent dose of neutron and photon radiation of unirradiated fuel assemblies

Расстояние от ТВС, см	ТВС № 1		ТВС № 3	
	Нейтроны мкЗв \times ч $^{-1}$	Фотоны мкЗв \times ч $^{-1}$	Нейтроны мкЗв \times ч $^{-1}$	Фотоны мкЗв \times ч $^{-1}$
0	0,302	2,710	140	480
10	0,081	0,641	37	102
20	0,063	0,501	29	85
40	0,044	0,371	20	64
60	0,033	0,280	15	50
80	0,026	0,231	12	41
100	0,021	0,181	9.5	35

Нейтронная компонента облученных изделий сведена в таблицу 6.

Таблица 6. Нейтронная компонента радиационных характеристик, облученных ТВС

Table 6. Neutron component of irradiated fuel assemblies radiation characteristics

Время выдержки ТВС, год	ТВС № 1		ТВС №3	
	нейтр. с ⁻¹	мЗв × ч ⁻¹	нейтр. с ⁻¹	мЗв × ч ⁻¹
0	7,175·10 ⁸	7,003	1,566·10 ⁹	15,33
2	4,373·10 ⁸	4,229	8,403·10 ⁸	8,128
3	3,838·10 ⁸	3,712	7,358·10 ⁸	7,117
5	3,172·10 ⁸	3,068	6,079·10 ⁸	5,880
7	2,427·10 ⁸	2,347	4,647·10 ⁸	4,495

Следует отметить, что основной вклад в погрешность расчетного определения найденных значений радиационных характеристик (табл. 6) вносит неопределенность в определении ядерных концентраций следующих изотопов [21,25]: ^{238,239,240,241,242}Pu, ²³⁷Np, ^{241,242m}Am, ^{242,244,246}Cm.

Проведенные в работе [21] исследования показали, что большинство современных программных кодов «занижают» значения концентраций ядер младших актиноидов (Np, Am, Cm) на 20-30 %. Соответственно, найденные значения выходов и мощности дозы также могут оказаться занижены на 20-30 %.

Заключение

В работе проведена расчетная оценка нейтронно-физических и радиационных характеристик ТВС различных типов реактора ВВЭР-1200 (В-491), исследован изотопный состав α-излучателей, источников нейтронов и их спектров. Основное внимание было уделено исследованию UO₂-композиции с гетерогенным вариантом размещения микрокапсул ^{nat}Gd₂O₃ и Am₂O₃. Такой вариант исполнения не ухудшает теплопроводность топлива, как это происходит в случае гомогенного аналога, и положительно сказывается

на ядерно-физических и теплофизических свойствах топлива и активной зоны.

Результаты нейтронно-физических исследований (рис. 4) позволяют сделать вывод о возможном применении гетерогенного варианта локализации Am₂O₃ в UO₂-матрице (ТВС № 3) для компенсации избыточной реактивности.

Сравнительный анализ радиационных характеристик свежих ТВС показывает существенное превышение как нейтронной, так и фотонной составляющей ТВС № 3 по сравнению с урановым (ТВС № 1) и уран-гадолиниевым (ТВС № 2) топливом. Выход и спектр нейтронной компоненты формируется в основном по реакциям (α, n) в микрокапсулах Am₂O₃ (рис. 6), а при расчете мощности дозы необходимо учитывать особенности формирования спектрального распределения нейтронов.

Нормированные спектры нейтронов облученных ТВС исследуемых типов практически идентичны и аппроксимируются функцией Уатта (рис. 5 и 6). Выход и мощность дозы ТВС № 3 превышает соответствующие значения для ТВС № 1 и 2, но не более чем в два раза (табл. 6). Этот результат позволяет рассматривать Am не только в качестве возможной альтернативы Gd, но и с позиции его утилизации в тепловых реакторах.

Влияние Am на фотонную составляющую радиационных характеристик свежего топлива исследовано с учетом тормозного излучения от распада ^{234m}Pa и ²³⁴Th. Предварительные результаты (табл. 5) позволяют сделать вывод о том, что радиационная безопасность свежих и облученных изделий с Am (топливные таблетки, твэл, ТВС) должна достигаться в первую очередь, решением задач защиты от фотонного излучения.

Исследование выполнено при поддержке гранта РНФ № 23-29-00131 (<https://rscf.ru/project/23-29-00131/>).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Minato K., Shiratori T., Serizawa H., Hayashi K. et al. Thermal conductivities of irradiated UO_2 and $(\text{U,Gd})\text{O}_2$. *Journal of nuclear materials*. 2001;288(1):57–65. [https://doi.org/10.1016/S0022-3115\(00\)00578-X](https://doi.org/10.1016/S0022-3115(00)00578-X)
2. Shelley A., Ovi M.H. Use of americium as a burnable absorber for VVER-1200 reactor. *Nuclear engineering and technology*. 2021;53(8):2454–2463. <https://doi.org/10.1016/j.net.2021.02.024>
3. Панов В.С., Лопатин В.Ю., Мякишева О.В., Еремеева Ж.В. и др. Оценка использования модифицирующих добавок для повышения производительности ядерного топлива в реакторе. *Известия Юго-Западного государственного университета*. 2017;21(2):48–59; <https://doi.org/10.21869/2223-1560-2017-21-2-48-59>
Panov V.S., Lopatin V.Y., Myakisheva O.V., Eremeeva J.V. et al. REVIEW OF MODIFYING AGENTS USE TO IMPROVE NUCLEAR FUEL PERFORMANCE IN THE REACTORE CORE. *Proceedings of the Southwest State University*. 2017;21(2):48–59. (In Russ.). <https://doi.org/10.21869/2223-1560-2017-21-2-48-59>
4. Карпюк Л.А., Савченко А.М., Коновалов Ю.В., Кулаков Г.В. и др. Особенности поведения дисперсионного топлива METMET под облучением. *Вопросы материаловедения*. 2022;3(111):148–155. <https://doi.org/10.22349/1994-6716-2022-111-3-148-155>
Karpuk L.A., Savchenko A.M., Konovalov Yu.V., Kulakov G.A. et al. Features of the behavior of the dispersion fuel METMET under irradiation. *Voprosy materialovedeniya*. 2022;(3(111)):148–155. (In Russ.). <https://doi.org/10.22349/1994-6716-2022-111-3-148-155>
5. Tran H-M. et al. Neutronics design of VVER-1000 fuel assembly with burnable poison particles. *Nuclear engineering and technology*. 2019;51(7):1729–1737. <https://doi.org/10.1016/j.net.2019.05.026>
6. Al'davakhra S., Savander V.I., Belousov I.N. Computational method for and analysis of the application of granular absorbers in VVER reactors. *Atomic energy*. 2006;100:8–13. <https://doi.org/10.1007/s10512-006-0042-3>
7. Андрианов А.Н., Баранов В.Г., Годин Ю.Г. Круглов В.А., Тенишев А.В. Влияние нестехиометрии и легирования на теплопроводность диоксида урана. *Перспективные материалы*. 2003;6:43–49. Режим доступа: <https://elibrary.ru/item.asp?id=21260464> (дата обращения: 11.11.2024).
- Andrianov A.N., Baranov V.G., Godin Yu.G., Kruglov V.B., Tenishev A.V. Effect of nonstoichiometry and alloying on thermal conductivity of uranium dioxide. *Journal of advanced materials*. 2003;6:43–49. (in Russ.). Available at: <https://elibrary.ru/item.asp?id=21260464> (accessed: 11.11.2024).
8. Баранов В.Г., Покровский С.А., Тенишев А.В., Хлунов А.В. Михеев Е.Н., Федотов А.В. Теплофизические свойства модифицированного оксидного ядерного топлива. *Атомная энергия*. 2011;110(1):36–40. Режим доступа: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/download/1988/1968> (дата обращения: 11.11.2024).
- Baranov V.G., Pokrovskii S.A., Tenishev A.V., Khlunov A.V., Mikheev E.N., Fedotov A.V. Thermophysical properties of modified oxide nuclear fuel. *Atomic energy*. 2011;110:45–50. (in Russ.). <https://doi.org/10.1007/s10512-011-9389-1>
9. Музафаров А.Р., Савандер В.И. Использование выгорающих поглотителей в реакторах типа ВВЭР для снижения доли запаса реактивности, компенсируемого жидкостной системой при удлиненных кампаниях. *Глобальная ядерная безопасность*. 2022;2(43):42–54. <https://doi.org/10.26583/gns-2022-02-05>
Muzafarov A.R., Savander V.I. The use of burnable poisons in VVER-type reactors to reduce the fraction of the reactivity margin compensated by the liquid system during extended runs. *Global nuclear safety*. 2022;85(2):88–89. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/gns-2022-02-05>
10. Hoai-Nam Tran, et al. Feasibility of using Gd_2O_3 particles in VVER-1000 fuel assembly for controlling excess reactivity. *Energy Procedia*. 2017;131:29–36. <https://doi.org/10.1016/j.egypro.2017.09.442>
11. Iwasaki K., Matsui T., Yanai K., Yuda R. et al. Effect of Gd_2O_3 Dispersion on the Thermal Conductivity of UO_2 . *Nuclear science and technology*. 2009;46(7):673–676; <https://doi.org/10.1080/18811248.2007.9711574>
12. Внуков Р.А., Колесов В.В., Жаворонкова И.А., Котов Я.А., Праманик М.М. Влияние размещения выгорающего поглотителя на нейтронно-физические характеристики тепловыделяющей сборки ВВЭР-1200. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2021;2:27–37. <https://doi.org/10.26583/npe.2021.2.03>
Vnukov R.A., Kolesov V.V., Zhavoronkova I.A., Kotov Ya.A., Pramanik M.M. Effect of the Burnable Absorber Arrangement on the VVER-1200 Fuel Assembly Neutronic Performance. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2021;2:27–37. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2021.2.03>
13. Карпеева А.Е., Колосовский В.Г., Пахомов Д.С., Скомороха А.Е., Тимошин И.С. Способ оптимизации термической стабильности уран-гадолиниевого топлива. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2021;3:97–106. <https://doi.org/10.26583/npe.2021.3.08>
Karpeeva A.E., Kolosovskiy V.G., Pakhomov D.S., Skomorokha A.E., Timoshin I.S. A Method to Optimize the Thermal Stability of Uranium-Gadolinium Fuel. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2021;3:97–106. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2021.3.08>
14. Vlaskin G.N., Khomyakov Y.S. (α, n) Neutron spectra on thick light target. *Atomic energy*. 2021;130:104–118. <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00781-0>
15. Vlaskin G.N., Khomyakov Y.S. Calculation of Neutron Production Rates and Spectra from Compounds of Actinides and Light Elements. *The European Physical journal conferences*. 2017;153(5):07033; <https://doi.org/10.1051/epjconf/201715307033>

16. Vlaskin G.N., Khomyakov Y.S., Bulanenko V.I. Neutron yield of the reaction (α , n) on thick targets comprised of light elements. *Atomic energy*. 2015;117:357–365. <https://doi.org/10.1007/s10512-015-9933-5>

17. Власкин Г.Н., Чванкин Е.В., Даренских О.Г., Дзекун Е.Г., Маркин Е.Г. Контроль выгорания топлива по собственному нейтронному излучению отработавших ТВС. *Атомная энергия*. 1993;74(5):437–438. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t74-5_1993/p437/ (дата обращения: 11.11.2024).

Vlaskin G.N., Chvankin E.V., Darenskiikh O.G., Markin E.G., Parfent'ev E.A. Fuel-burnup monitoring based on the characteristic neutron radiation of spent fuel assemblies. *Atomic energy*. 1993;74: 399–401. (in Russ.). <https://doi.org/10.1007/BF00844629>

18. Власкин Г.Н., Матвеев Л.В., Рогожкин В.Ю., Сидоренко В.Д. Нейтронное излучение отработавшего топлива ВВЭР-1000. *Атомная энергетика*. 1989;67(3):219–220. Режим доступа: https://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t67-3_1989/p219/ (дата обращения: 11.11.2024).

Vlaskin G.N., Matveev L.V., Rogozhkin V.Yu., Sidorenko V.D. Neutron emission from spent VVER-1000 fuel. *Soviet atomic energy*. 1989;67:703–705. (in Russ.). <https://doi.org/10.1007/BF01123216>

19. Шаманин И.В., Буланенко В.И., Беденко С.В. Neutron radiation field of irradiated ceramic nuclear fuel of various types. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2010;2:97–103. Режим доступа: <https://elibrary.ru/item.asp?id=14933427> (дата обращения: 11.11.2024).

Shamanin I.V., Bulanenko V.I., Bedenko S.V. Effect of nonstoichiometry and alloying on thermal conductivity of uranium dioxide. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2010;2:97–103. (in Russ.). Available at: <https://elibrary.ru/item.asp?id=14933427> (accessed: 11.11.2024).

20. Bedenko S, Shamanin I, Grachev V, Knyshev V, Ukrainets O, Zorkin A. Neutron radiation characteristics of the IVth generation reactor spent fuel. *AIP Conference proceedings*. 2018;1938(1):020001. <https://doi.org/10.1063/1.5027208>

21. Шаманин И.В., Беденко С.В., Павлюк А.О., Лызко В.А. Использование программы Origen-Arp при расчете изотопного состава отработанного топлива реактора ВВЭР-1000. *Известия томского политехнического университета*. 2010;317(4):25–28. Режим доступа: https://earchive.tpu.ru/bitstream/11683/3408/1/bulletin_tpu-2010-317-4-05.pdf (дата обращения: 11.11.2024).

Shamanin I.V., Bedenko S.V., Pavljuk A.O., Lyzko V.A. Using the Origen-Arp program to calculate the isotopic composition of spent fuel from the VVER-1000 reactor. *Izvestiya tomского politehnicheskogo universiteta*. 2010;317(4):25–28. (in Russ.). Available at: https://earchive.tpu.ru/bitstream/11683/3408/1/bulletin_tpu-2010-317-4-05.pdf (accessed: 11.11.2024).

22. Plevaka M.N., Bedenko S.V., Gubaidulin I.M., Knyshev V.V. Neutron-physical studies of dry storage systems of promising fuel compositions. *Bulletin of the Lebedev Physics institute*. 2015;42:240–243. <https://doi.org/10.3103/S1068335615080059>

23. Шаманин И.В., Беденко С.В., Нестеров В.Н., Луцки И.О., Прец А.А. Решение системы многогрупповых уравнений переноса нейтронов в подкритических системах. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2017;2017(4):38–49. <https://doi.org/10.26583/npe.2017.4.04>

Shamanin I.V., Bedenko S.V., Nesterov V.N., Lutsik I.O., Prets A.A. Solution of neutron-transport Multigroup equations system in subcritical systems Solution of neutron-transport Multigroup equations system in subcritical systems. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2017;2017(4):38–49. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2017.4.04>

24. Vlaskin G.N., Bedenko S.V., Ghal-Eh N., Vega-Carrillo H.R. Neutron yield and energy spectrum of $^{13}\text{C}(\alpha, n)^{16}\text{O}$ reaction in liquid scintillator of KamLAND: A Nedis-2m simulation. *Nuclear engineering and technology*. 2021;53(12):4067–4071. <https://doi.org/10.1016/j.net.2021.06.023>

25. Писарев А.Н., Колесов В.В. Исследование переноса неопределенностей в ядерных данных на ядерные концентрации нуклидов в расчетах выгорания. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2020;2:108–121. <https://doi.org/10.26583/npe.2020.2.10>

Pisarev A.N., Kolesov V.V. A study into the propagation of the uncertainties in nuclear data to the nuclear concentrations of nuclides in burn-up calculations. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2020;2:108–121. (In Russ.). <https://doi.org/10.26583/npe.2020.2.10>

ВКЛАД АВТОРОВ:

Полозков С.Д. – обзор и редактирование, визуализация, исследование;

Власкин Г.Н. – программное обеспечение, концептуализация, верификация, формальный анализ, исследование;

Беденко С.В. – написание текста и редактирование, методология, программное обеспечение, верификация, исследование.

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Polozkov S.D. – review & editing, visualization, investigation;

Vlaskin G.N. – software, conceptualization, validation, formal analysis, investigation;

Bedenko S.V. – writing – review & editing, methodology, software, validation, investigation.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Исследование выполнено при поддержке гранта РФФИ № 23-29-00131 (<https://rscf.ru/project/23-29-00131/>).

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликта интересов нет.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Полозков Сергей Дмитриевич, инженер отдела ядерной безопасности и надежности, Нововоронежская АЭС, г. Нововоронеж; аспирант, Томский Политехнический Университет, г. Томск, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0002-7938-4208>

e-mail: PolozkovSD@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Власкин Геннадий Николаевич, научный сотрудник научного отдела, ЧУ ИТЦП «Прорыв», г. Москва, Российская Федерация.

e-mail: GNVlaskin@rosatom.ru.

Беденко Сергей Владимирович, доцент инженерной школы ядерных технологий, Томский политехнический университет, г. Томск, Российская Федерация.

<https://orcid.org/0000-0003-4318-6338>

e-mail: bedenko@tpu.ru.

FUNDING:

This research was supported by the RSF through grant No. 23-29-00131 (<https://rscf.ru/en/project/23-29-00131/>)

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Sergey D. Polozkov, engineer of nuclear safety and reliability department, Novovoronezh NPP, Novovoronezh; postgraduate student, Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0002-7938-4208>

e-mail: PolozkovSD@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Gennady N. Vlaskin, researcher at the science department, ITCP «Proryv», Moscow, Russian Federation.

e-mail: GNVlaskin@rosatom.ru

Sergey V. Bedenko, Associate Professor, a School of Nuclear Science and Engineering, Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Russian Federation.

<https://orcid.org/0000-0003-4318-6338>

e-mail: bedenko@tpu.ru

Поступила в редакцию / Received 06.12.2024

После доработки / Revision 03.03.2025

Принята к публикации / Accepted 06.03.2025