МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ В ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ / MODELLING PROCESSES AT NUCLEAR FACILITIES

УДК 621.039.5

DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.2.10 Оригинальная статья / Original paper

Численная спектрометрия нейтронного излучения топлива реактора ВВЭР-1200

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

¹ Национальный исследовательский Томский политехнический университет, 634050 Россия, г. Томск, проспект Ленина, д. 2

² ЧУ ИТЦП «Прорыв»,

107140 Россия, г. Москва, пл. Академика Доллежаля, д. 1/4

³ Нововоронежская АЭС – филиал АО «Концерн Росэнергоатом», 396070 Россия, Воронежская обл., г. Нововоронеж, промышленная зона Южная, д. 1

Реферат. 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 Gd₂O₃, ZrB₂, Am₂O₃ 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. Проведена расчетная оценка нейтронной составляющей радиационных характеристик ИО₂-композиции с гетерогенным вариантом локализации микрокапсул ^{nat}Gd₂O₃ и Am₂O₃. 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 Ат 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 MCNP6.2.

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

Для цитирования: Беденко С.В., Власкин Г.Н., Полозков С.Д. Численная спектрометрия нейтронного излучения топлива реактора ВВЭР-1200. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2025;2:114–128. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.2.10

[©] Беденко С.В., Власкин Г.Н., Полозков С.Д., 2025

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 (BП) (Gd, B, Er и др.) позволяет снизить избыточную реактивность, уменьшить неравномерность радиального и осевого распределения энерговыделения. ВП, как и другие легирующие добавки, используются как в гомогенном [1–4], так и в гетерогенном [1, 3–6] вариантах. 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 UO₂ и ^{nat}Gd₂O₃. Топливные таблетки, состоящие из гомогенной UO₂ – Gd₂O₃-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}Gd в твэге, а удлиненный цикл требует повышенного содержания natGd, что снижает теплопроводность топлива [1, 5, 7, 8, 10, 11]. В работе [11] авторы показали, что теплопроводность гомогенной UO₂−Gd₂O₃-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, в работах [1, 2, 5] авторами исследуется возможность гетерогенной локализации микрокапсул natGd₂O₃ в UO₂-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 в работах [1, 2, 5 – 11] модификации показывают удовлетворительное поведение под облучением при экстремально 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 UO₂-композиции с гетерогенным вариантом локализации микрокапсул ^{nat}Gd₂O₃ и Am₂O₃. Такой вариант исполнения ВП не ухудшает теплопроводность топлива, как это происходит в гомогенной смеси UO₂ и Gd₂O₃/Am₂O₃,

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

В работах [1, 2, 5] авторами продемонстрирована замена традиционно используемой гомогенной $UO_2 - Gd_2O_3$ -двуокиси на гетерогенный вариант. В этих исследованиях для составов, теплопроводность которых выше, чем у гомогенного аналога, выполнена серия нейтронных расчетов. Полученная зависимость $k_{inf}(t, Z)$ 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}B, ^{25,26}Mg, Mo, ²⁷AL, ^{29,30}Si. Очевидно, что UO_2 , легированная элементами с малой и средней атомными массами, 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



Рис. 1. Нормированные спектры нейтронов, целевых для (α, n)-реакции изотопов

ядерных топливных циклов [18-23].

На рисунке 1 проиллюстрированы расчетные оценки удельных выходов нейтронов, которые образуются в (α , n)-реакциях на ядрах ⁹Be, ²⁷Al и ^{29,30}Si в сравнении с ^{17,18}O (^{nat}O) и их нормированные спектры $\chi_{\alpha n}(E_n)$. Расчеты выполнены в программе Nedis-2m [14] для плоскопараллельного моноэнергетического тока α -частиц интенсивностью 10⁶ с⁻¹. Энергия α -частиц принята равной <E>=5,15 МэВ и соответствует средневзвешенной энергии спектра источника α -частиц отработавшего ядер-

ного топлива (ОЯТ) (выгорание ~ 60 ГВт·сут/тU, выдержка один год, удельная активность 2,59·10¹⁵ Бк/ТВС (масса топлива в топливной сборке (ТВС) – 534,1 кг), выход α -частиц $Y_{\alpha}(E) = 0,218$ (Бк·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 табл. 1.

Результаты предварительных расчетных оценок (см. рис. 1 и табл. 1) показывают, что выход нейронов в реакциях (α , n) на ядрах ⁹Ве и его спектр значительно «жестче» по сравнению с ^{17,18}O, ²⁷Al и ^{29,30}Si. Кроме того выход и спектр нейтронов, образующихся на ядрах ⁹Ве по реакциям (α , n), также превышают выход и спектр нейтронов спонтанного деления ²⁴⁴Cm, который является основным источником нейтронов в ОЯТ реакторов типа ВВЭР [17, 18, 21]. Поэтому нами сознательно исключены составы UO₂-матриц, содержащие элементы малой и средней атомных масс.

Таблица 1

Радиационные характеристики спектральных распределений нейтронов

| | °Be | ²⁷ Al | ^{29, 30} Si | ^{17, 18} 0 (U0 ₂) | ²⁴⁴ Ст нейтр. спделения |
|--------------------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|--|---------------------------------------|
| <i>Ү</i> ,, нейтр.с⁻¹ | 1,308·10 ⁹ | 6,490·10 ⁶ | 1,922·10 ⁶ | 3,315∙10⁵ | 5,773·10 ⁶ |
| <i><Е>,</i> МэВ | 4,787 | 0,992 | 1,318 | 2,510 | 2,109 |
| <i>Е</i> _{макс} , МэВ | 10,75 | 2,25 | 3,5 | 6,5 | ~12 |

Численная спектрометрия нейтронного излучения топлива реактора ВВЭР-1200

В работе выполнено моделирование нейтронно-физических характеристик TBC реактора BBЭP-1200. Проанализирован изотопный состав α-излучателей и источников нейтронного излучения. Проведена расчетная оценка нейтронной составляющей радиационных характеристик OЯT с гетерогенным вариантом локализации ^{nat}Gd₂O₃ и Am₂O₃. Америций рассмотрен не только как возможная альтернатива Gd, но и с учетом 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, твэлов, TBC) должна достигаться в первую очередь решением задач защиты от фотонного излучения.

Нейтронно-физический расчет и расчет изотопного состава топлива выполнены в программе MCNP6.2, 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 MCNP6.2. Расчет выполнен в два этапа. На первом этапе получены зависимости $k_{inf}(t, Z)$ 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 $\chi_n(E)$, $\varphi_n(E)$ и последующего расчета мощности эффективной дозы (для точечной геометрии источника).

Дозовый коэффициент перехода от $\phi_n(E)$ к мощности эффективной дозы определялся по уравнению

$$DF(E) = \frac{\int_{E_{min}}^{E_{max}} h_{E}(E)\phi_{n}(E)dE}{\int_{E_{min}}^{E_{max}} \phi_{n}(E)dE}, \quad 3B \cdot 4^{-1}/H./(CM^{2} \cdot C),$$

где $h_{E}(E)$ – зависимость мощности дозы нейтронов от энергии на единичный поток.

Расчетная модель ТВС для MCNP6.2

Нейтронно-физический расчет и расчет нуклидного состава топлива выполнены по программе MCNP6.2, которая использует библиотеку оцененных ядерных констант ENDF/BVII.0 для решения уравнений переноса частиц по объему TBC. В расчете разыгрывалось 10⁷ 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

Bedenko S.V., Vlaskin G.N., Polozkov S.D.

Computational Neutron Emission Spectrometry of VVER-1200 Reactor Fuel



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

характеристик реактора и нуклидного состава топлива. Для верификации модели проведен ряд расчетов для различных критических состояний ТВС, результаты сопоставлены с данными исследований [2]. По результатам верификации погрешность моделирования не превысила 1%. Расчет выполнен для трех типов ТВС (см. рис. 2 и табл. 2): ТВС № 1 содержит 312 твэлов UO₂ с обогащением 4,95% (топливо типа U1); ТВС № 2 содержит твэлы с обогащением 4,95% (топливо типа U2) и 12 твэгов UO₂ с обогащением 3,6% + 4,0% Gd₂O₃ (топливо типа UGD3); ТВС № 3 содержит 312 твэлов UO₂ с обогащением 4,95% + 0,2% AmO₂ (MODU2).

Таблица 2

| | Концентрация, яд. (барн∙см)-1 | | | Концентрация, г/тU | | |
|---------------------|-------------------------------|------------------------|------------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| Изотоп | TBC № 1 | TBC № 2 | TBC № 3 | TBC № 1 | TBC № 2 | TBC № 3 |
| ²³⁴ U | 1,034.10-5 | 1,021.10-5 | 1,032·10 ⁵ | 4,330·10 ² | 4,292·10 ² | 4,331·10 ² |
| ²³⁵ U | 1,163.10-3 | 1,149·10 ⁻³ | 1,161.10-3 | 4,890·10 ⁴ | 4,853·10 ⁴ | 4,901·10 ⁴ |
| ²³⁶ U | 5,404·10 ⁻⁶ | 5,342·10 ⁻⁶ | 5,394·10 ⁻⁶ | 2,280·10 ² | 2,262·10 ² | 2,283·10 ² |
| ²³⁸ U | 2,232.10-2 | 2,228.10-2 | 2,228.10-2 | 9,510 ⋅ 105 | 9,521·10 ⁴ | 9,510 ⋅ 105 |
| ²⁴¹ Am | - | - | 4,386·10 ⁻⁵ | - | - | 1,902·10 ³ |
| ^{242m1} Am | - | - | 1,669·10 ⁻⁶ | - | - | 7,251·10 ¹ |
| ²⁴³ Am | - | - | 8,298·10 ⁻⁷ | - | - | 3,623·10 ¹ |
| 160 | 4,700·10 ⁻² | 4,689·10 ⁻² | 4,701·10 ⁻² | - | - | - |

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

Расчетная модель TBC 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 спонтанно-

Численная спектрометрия нейтронного излучения топлива реактора BBЭP-1200

го деления, а также фотонов, испускаемых от распада α -излучателей и в реакциях (α , х γ). Nedis-2m позволяет выполнять расчеты спектрального и нормированного распределений нейтронов в групповом и точечном представлениях; спектра и потока нейтронов утечки, коэффициента пересчета от спектра к мощности эффективной эквивалентной дозы; 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 60-ти естественных и реакторных α -излучателях [14, 24].

В таблицах 3, 4 и на рис. 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: время облучения 1468 сут, максимальное выгорание 60 ГВт·сут/тU, выдержка 0 сут, выходы Y_α(E) α-частиц ТВС № 1, 2 и 3 соответственно равны – 0,438, 0,442 и 0,665 (с·Бк)⁻¹.



Рис. 3. Интегральные параметры источника α-частиц в зависимости от времени выдержки ОЯТ

Таблица 3

Ядерные концентрации и параметры источника α -частиц необлученных TBC

| | Г | TBC № 1 | | TBC № 2 | | TBC № 3 | |
|--------------------|----------------------------|--|----------------------------|---|----------------------------|---|------------------------|
| Нуклид МэВ | Состав, яд. (барн∙см)-1 | Α _{α'} (с·т) ⁻¹ | Состав, яд. (барн∙см)-1 | А _α , (с∙т) ⁻¹ | Состав, яд. (барн∙см)-1 | Α _α , (с·т) ⁻¹ | |
| ²³⁴ U | 4,759 | 1,034.10-5 | 9,968·10 ¹⁰ | 1,021.10-5 | 9,876·10 ¹⁰ | 1,032.10-5 | 9,968·10 ¹⁰ |
| ²³⁵ U | 4,405 | 1,163.10-3 | 3,910·10 ⁹ | 1,149·10 ⁻³ | 3,878·10 ⁹ | 1,161·10 ⁻³ | 3,918·10 ⁹ |
| ²³⁶ U | 4,481 | 5,404·10 ⁻⁶ | 5,456·10 ⁸ | 5,342·10 ⁻⁶ | 5,408·10 ⁸ | 5,394·10 ⁻⁶ | 5,456·10 ⁸ |
| ²³⁸ U | 4,188 | 2,232.10-2 | 1,183·10 ¹⁰ | 2,228.10-2 | 1,184·10 ¹⁰ | 2,228·10 ⁻² | 1,183·10 ¹⁰ |
| ²⁴¹ Am | 5,479 | - | - | - | - | 4,386·10 ⁻⁵ | 2,411·10 ¹⁴ |
| ^{242m} Am | 5,210 | - | - | - | - | 1,669·10 ⁻⁶ | 1,290·10 ¹¹ |
| ²⁴³ Am | 5,269 | - | - | - | - | 8,298·10 ⁻⁷ | 2,673·10 ¹¹ |
| 160 | - | 4,691·10 ⁻² | - | 4,680·10 ⁻² | - | 4,692·10 ⁻² | - |
| 170 | - | 1,782.10-5 | - | 1,778·10 ⁻⁵ | - | 1,783·10 ⁻⁵ | - |
| 180 | _ | 3,654.10-8 | _ | 3,645·10 ⁻⁸ | _ | 3,655·10 ⁻⁸ | _ |
| Сумма | _ | 4,700·10 ⁻² | 1,160·10 ¹¹ | 4,689·10 ⁻² | 1,150.1011 | 4,701·10 ⁻² | 2.416·10 ¹⁴ |

Таблица 4

| | | TBC №1 | | TBC №2 | | TBC №3 | |
|---------------------|----------|----------------------------|------------------------|----------------------------|------------------------|----------------------------|------------------------|
| Нуклид <e>, МэВ</e> | <Е>, МэВ | Состав, яд. (барн∙см)-1 | А, Бк·т ⁻¹ | Состав, яд. (барн∙см)-1 | А, Бк·т ⁻¹ | Состав, яд. (барн∙см)-1 | А, Бк·т ⁻¹ |
| ²³³ U | 4,817 | 6,425·10 ⁻¹¹ | 9,586∙10⁵ | 6,244·10 ⁻¹¹ | 9,393∙10⁵ | 6,960·10 ⁻¹¹ | 1,052·10 ⁶ |
| ²³⁴ U | 4,759 | 4,479·10 ⁻⁶ | 4,329·10 ¹⁰ | 4,385·10 ⁻⁶ | 4,245·10 ¹⁰ | 4,820·10 ⁻⁶ | 4,633·10 ¹⁰ |
| ²³⁵ U | 4,405 | 8,850·10 ⁻⁵ | 2,985·10 ⁸ | 8,579·10 ⁻⁵ | 2,889·10 ⁸ | 9,740·10 ⁻⁵ | 3,273·10 ⁸ |
| ²³⁶ U | 4,481 | 1,684.10-4 | 1,706·10 ¹⁰ | 1,667.10-4 | 1,692·10 ¹⁰ | 1,680.10-4 | 1,696·10 ¹⁰ |
| ²³⁸ U | 4,188 | 2,153·10 ⁻² | 1,143·10 ¹⁰ | 2,149·10 ⁻² | 1,144·10 ¹⁰ | 2,150·10 ⁻² | 1,138·10 ¹⁰ |
| ²³⁸ Pu | 5,499 | 8,060·10 ⁻⁶ | 2,183·10 ¹⁴ | 8,081·10 ⁻⁶ | 2,192·10 ¹⁴ | 2,150.10-5 | 5,806·10 ¹⁴ |
| ²³⁹ Pu | 5,144 | 8,391·10 ⁻⁵ | 8,257·10 ¹² | 8,366·10 ⁻⁵ | 8,256·10 ¹² | 8,920·10 ⁻⁵ | 8,734·10 ¹² |
| ²⁴⁰ Pu | 5,155 | 6,267·10 ⁻⁵ | 2,267·10 ¹³ | 6,293·10 ⁻⁵ | 2,276·10 ¹³ | 6,530·10 ⁻⁵ | 2,350·10 ¹³ |
| ²⁴¹ Pu | 4,893 | 2,665.10-5 | 4,404·10 ¹⁵ | 2,662.10-5 | 4,412·10 ¹⁵ | 2,800.10-5 | 4,614·10 ¹⁵ |
| ²⁴² Pu | 4,918 | 2,574·10 ⁻⁵ | 1,636·10 ¹¹ | 2,605.10-5 | 1,660·10 ¹¹ | 2,910.10-5 | 1,843·10 ¹¹ |
| ²³⁷ Np | 4,759 | 1,650.10-5 | 1,831·10 ¹⁰ | 1,645.10-5 | 1,825·10 ¹⁰ | 1,670.10-5 | 1,848·10 ¹⁰ |
| ²⁴¹ Am | 5,479 | 6,419·10 ⁻⁷ | 3,522·10 ¹² | 6,371·10 ⁻⁷ | 3,502·10 ¹² | 9,800·10 ⁻⁷ | 5,357·1012 |
| ^{242m} Am | 5,210 | 3,148·10 ⁻⁹ | 5,300·10 ¹⁰ | 3,126·10 ⁻⁹ | 5,272·10 ¹⁰ | 4,950·10 ⁻⁹ | 8,303·10 ¹⁰ |
| ²⁴³ Am | 5,269 | 4,997·10 ⁻⁶ | 1,611·10 ¹² | 5,084·10 ⁻⁶ | 1,646·10 ¹² | 6,570·10 ⁻⁶ | 2,119·10 ¹² |
| ²⁴² Cm | 6,100 | 5,392·10 ⁻⁷ | 2,869·10 ¹⁵ | 5,447·10 ⁻⁷ | 2,901·10 ¹⁵ | 1,480.10-6 | 7,856·10 ¹⁵ |
| ²⁴⁴ Cm | 5,795 | 2,377·10 ⁻⁶ | 3,111·10 ¹⁴ | 2,448.10-6 | 3,213·10 ¹⁴ | 4,550·10 ⁻⁶ | 5,964·10 ¹⁴ |
| Сумма | - | - | 7,839·10 ¹⁵ | - | 7,889·10 ¹⁵ | - | 1,369·10 ¹⁶ |

Ядерные концентрации и активности актинидов облученных ТВС

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 рис. 3.

Результаты и обсуждение

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

Нейтронно-физические характеристики

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

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 ТВС № 2 позволяет сделать вывод о возможном применении гетерогенного варианта локализации Am₂O₃ в UO₂ для компенсации избыточной реактивности. Численная спектрометрия нейтронного излучения топлива реактора ВВЭР-1200



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

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 χ_n(*E*) (рис. 5а) и их спектральные распределения φ_n(*E*) (рис. 5б) ТВС № 1. Интегральный выход нейтронов Y_n свежей ТВС (в пересчете на массу топлива (~534,1 кг UO₂) в ТВС) равен 5,90·10³ нейтр.с⁻¹, мощность эффективной дозы — 0,08 мкЗв·ч⁻¹ (на расстоянии 10 см в среднем сечении ТВС), вклад (α, п)-нейтронов (Y_{αn}/Y_{sf}) равен 0,1103 (~11,03%).



Рис. 5. Нейтронная составляющая радиационных характеристик ТВС №1: а) нормированные спектры; б) спектральные распределения

На конец облучения и для двух лет выдержки Υ_n составит величину, равную 7,18·10⁸ и 4,37·10⁸ нейтр.с⁻¹ соответственно. Вклад (α, n)-нейтронов с 6,65% (конец облучения) уменьшается до 1,36% (выдержка два года), далее эта составляющая нейтронного излучения во времени практически не меняется.

Спектральные (рис. 6) и интегральные (Y_n =2,14·10⁶ нейтр.с⁻¹, мощность эффективной дозы – 37 мкЗв·ч⁻¹, Y_{cn}/Y_{sf} =278) параметры свежей ТВС №3 заметно отличаются от аналогичных параметров ТВС № 1 и ТВС № 2 (рис. 5).



Рис. 6. Нейтронная составляющая радиационных характеристик ТВС № 3: а) нормированные спектры; б) спектральные распределения

Здесь $\chi_n(E)$ и Y_n в диапазоне энергий от 10^{-7} до 6 МэВ практически полностью формируются нейтронами, образующимися в кернах Am_2O_3 по реакциям (α , n). На конец облучения и для двух лет выдержки Y_n составит величину, равную 1,57·10⁹ нейтр.с⁻¹ ($Y_{\alpha n}/Y_{sf} = 8,27\%$) и 8,40·10⁸ нейтр.с⁻¹ ($Y_{\alpha n}/Y_{sf} = 1,53\%$) соответственно.

Результаты сравнений радиационных характеристик свежих ТВС показали, что значение Y_n (TBC № 3) в 3,7·10² раза больше соответствующих значений ТВС № 1 и ТВС № 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 ^{234m}Pa и ²³⁴Th. Выполненный в Nedis-3 расчет источника фотонного излучения свежих TBC с учетом тормозного излучения от распада ^{234m}Pa (~4,6·10⁻¹⁰ г/тU) и ²³⁴Th (~1,38·10⁻⁵ г/тU) показал, что выход фотонов TBC № 3 составляет Y_{γ} ~ 10¹⁴фотон.с⁻¹, что в ~10⁴ раз превышает аналогичные значения для TBC № 1 и TBC № 2.

Результаты расчета мощности дозы нейтронного и фотонного излучений свежих ТВС в сравнении на момент их изготовления продемонстрированы в табл. 5, нейтронная компонента облученных ТВС сведена в табл. 6.

Таблица 5

Мощность эффективной дозы нейтронного и фотонного излучений свежих ТВС

| Расстояние от ТВС, см | TBC | № 1 | TBC № 3 | | |
|--------------------------|--------------------|------------------|--------------------|------------------|--|
| | Нейтроны, мкЗв∙ч-1 | Фотоны, мкЗв∙ч-1 | Нейтроны, мкЗв∙ч-1 | Фотоны, мкЗв∙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 | |

Таблица 6

| Время выдержки ТВС, год | ТВС | Nº 1 | TBC № 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 | |

Нейтронная компонента радиационных характеристик облученных ТВС

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]: ²³⁸⁻²⁴²Pu, 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 доз 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 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 (см. рис. 4) позволяют сделать вывод о возможном применении гетерогенного варианта локализации Am₂O₃ в UO₂-матрице (TBC №3) для компенсации избыточной реактивности.

Сравнительный анализ радиационных характеристик свежих ТВС показывает существенное превышение как нейтронной, так и фотонной составляющей радиационных характеристик 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, п) в микрокапсулах Am₂O₃ (см. 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 (см. рис. 5, 6). Выход и мощность дозы ТВС № 3 превышают соответствующие значения для ТВС № 1 и ТВС № 2, но не более чем в два раза (см. табл. 6). Этот результат позволяет рассматривать Ат 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 (см. табл. 5) позволяют сделать вывод о том, что радиационная безопасность свежих и облученных изделий с Am (топливные таблетки, твэлы, TBC) должна достигаться в первую очередь решением задач защиты от фотонного излучения.

Литература

1. Minato K., Shiratori T., Serizawa H., Hayashi K., Une K., Nogita K., Hirai M., Amaya M. Thermal conductivities of irradiated UO₂ and (U,Gd)O₂. *Journal of Nuclear Materials*. 2001;288(1):57–65. DOI: 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. DOI: https://doi.org/10.1016/j.net.2021.02.024

3. Панов В.С., Лопатин В.Ю., Мякишева О.В., Еремеева Ж.В., Агеев Е.В., Алдажаров Т.М., Лизунов А.И. Оценка использования модифицирущих добавок для повышения производительности ядерного топлива в реакторе. *Известия Юго-Западного государственного университета*. 2017;21(2):48–59. DOI: 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., Маранчак С.В., Ершов С.А., Майников Е.В., Козлов А.В., Ижутов А.Л., Шишин В.Ю., Шельдяков А.А., Яковлев В.В. Особенности поведения дисперсионного топлива МЕТМЕТ под облучением. *Вопросы материалове*-*дения*. 2022;T.3(111):148–155. DOI: https://doi.org/10.22349/1994-6716-2022-111-3-148-155

5. Tran H.-N., Hoang V., Liem P.H., Hoang H.T.P. Neutronics design of VVER-1000 fuel assembly with burnable poison particles. *Nuclear Engineering and Technology*. 2019;51(7):1729–1737. DOI: 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(1):8–13. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-006-0042-3

7. Андрианов А.Н., Баранов В.Г., Годин Ю.Г., Круглов В.Б., Тенишев А.В. Влияние нестехиометрии и легирования на теплопроводность диоксида урана. *Перспективные материалы*. 2003;6:43–49. URL: https://elibrary.ru/item.asp?id=21260464 (дата обращения 20.02.2024).

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. URL: https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1988 (дата обращения 20.02.2024).

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;2:42–55. DOI: https://doi.org/10.26583/gns-2022-02-05

10. Tran H.-N., Hoang H.T.P., Liem P.H. Feasibility of using Gd203 particles in VVER-1000 fuel assembly for controlling excess reactivity. *Energy Procedia*. 2017;131:29–36. DOI: https://doi.org/10.1016/j.egypro.2017.09.442

11. Iwasaki K., Matsui T., Yanai K., Yuda R., Arita Y., Nagasaki T., Yokoyama N., Tokura I., Une K., Harada K. Effect of Gd_2O_3 Dispersion on the Thermal Conductivity of UO_2 . *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2009;46(7):673–676. DOI: 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. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2021.2.03

Численная спектрометрия нейтронного излучения топлива реактора ВВЭР-1200

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. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2021.3.08

14. Власкин Г.Н., Хомяков Ю.С. Спектры нейтронов (α, n)-реакции на толстых мишенях легких элементов. *Атомная энергия*. 2021;130(2):98–110. URL: https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/4272 (дата обращения 20.02.2024).

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. DOI: https://doi.org/10.1051/epjconf/201715307033

16. Власкин Г.Н., Хомяков Ю.С., Буланенко В.И. Выход нейтронов реакции (α, n) на толстых мишенях легких элементов. *Атомная энергия*. 2014;117(5):287–293. URL: https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/998 (дата обращения 20.02.2024).

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.

18. Власкин Г.Н., Матвеев Л.В., Рогожкин В.Ю., Сидоренко В.Д. Нейтронное излучение отработавшего топлива ВВЭР-1000. *Атомная энергия*. 1989;67(3):219–220.

19. Шаманин И.В., Буланенко В.И., Беденко С.В. Поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива различных типов. *Известия вузов. Ядерная энергети*ка. 2010;2:97–103. URL: https://elibrary.ru/download/elibrary_14933427_90386636.pdf (дата обращения 20.02.2024).

20. Irkimbekov R.A., Vurim A.D., Bedenko S.V., Vlaskin G.N., Surayev A.S., Vityuk G.A., Vega-Carrillo, H.R. Estimating the neutron component of radiation properties of the IVG.1M research reactor irradiated low-enriched fuel. *Applied radiation and isotopes*. 2022;181:110094. DOI: https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2021.110094

21. Шаманин И.В., Беденко С.В., Павлюк А.О., Лызко В.А. Использование программы Origen-Arp при расчете изотопного состава отработанного топлива реактора BBЭP-1000. *Известия Томского политехнического университета*. 2010;317(4):25–28.

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(8):240–243. DOI: https://doi.org/10.3103/S1068335615080059

23. Шаманин И.В., Беденко С.В., Нестеров В.Н., Луцик И.О., Прец А.А. Решение системы многогрупповых уравнений переноса нейтронов в подкритических системах. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2017;4:38–49. DOI: 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 ¹³C(alpha, n)¹⁶O reaction in liquid scintillator of KamLAND: A Nedis-2m simulation. *Nuclear Engineering and Technology*. 2021;53(12):4067–4071. DOI: 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. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2020.2.10

Поступила в редакцию 29.02.2024 Поступила после доработки 06.03.2025 Принята к опубликованию 14.03.2025

Bedenko S.V., Vlaskin G.N., Polozkov S.D.

Computational Neutron Emission Spectrometry of VVER-1200 Reactor Fuel

Авторы

<u>Беденко</u> Сергей Владимирович, доцент, к.ф.-м.н., E-mail: bedenko@tpu.ru <u>Власкин</u> Геннадий Николаевич, научный сотрудник отдела науки, E-mail: GNVlaskin@rosatom.ru

<u>Полозков</u> Сергей Дмитриевич, аспирант, инженер отдела ядерной безопасности и надежности,

E-mail: polozkovSD@nvnpp1.rosenergoatom.ru

UDC 621.039.5

Computational Neutron Emission Spectrometry of VVER-1200 Reactor Fuel

Bedenko S.V.¹, Vlaskin G.N.², Polozkov S.D.^{1,3}

¹ National Research Tomsk Polytechnic University, 2 Lenin Av., 634050 Tomsk, Russia

² ITCP «Proryv», 1/4 Acad. Dollezhal Sq., 107140 Moscow, Russia

³ Novovoronezh Nuclear Power Plant, Branch of Rosenergoatom Concern JSC, Russia 1 Yuzhnaya Industrial Zone, 396072 Novovoronezh, Voronezh reg., Russia

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. Uraniumgadolinium fuel in a homogeneous design with axial profiling of fuel elements has received practical application. The possibility of heterogeneous use of Gd₂O₄, ZrB₂, Am₂O₃ 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 UO₂ composition with a heterogeneous variant of the localization of ^{nat}Gd₂O₃ and Am₂O₃ 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 was carried out with the aim of developing 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 MCNP6.2 and Nedis-2m programs.

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

For citation: Bedenko S.V., Vlaskin G.N., Polozkov S.D. Computational Neutron Emission Spectrometry of VVER-1200 Reactor Fuel. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2025;2: 114–128. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.2.10 (in Russian).

References

1. Minato K., Shiratori T., Serizawa H., Hayashi K., Une K., Nogita K., Hirai M., Amaya M. Thermal conductivities of irradiated UO₂ and (U,Gd)O₂. *Journal of Nuclear Materials*. 2001;288(1):57–65. DOI: 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. DOI: https://doi.org/10.1016/j.net.2021.02.024

3. Panov V.S., Lopatin V.J., Myakisheva O.V., Eremeeva J.V., Ageev E.V., Aldayarov T.M., Lizunov A.I. A review of modifying agents use to improve nuclear fuel performance in the reactore core. *Proceeding of Southwest State University*. 2017;21(2):48–59 DOI: https://doi.org/10.21869/2223-1560-2017-21-2-48-59 (in Russian).

4. Karpyuk L.A., Savchenko A.M., Konovalov Ju.V., Kulakov G.V., Maranchak S.V., Ershov S.A., Majnikov E.V., Kozlov A.V., Izhutov A.L., Shishin V.Ju., SheldyakovA.A., Yakovlev V.V. Features of the behavior of the dispersion fuel METMET under irradiation. *Voprosy Materialovedeniya*. 2022;3(111):148–155. DOI: https://doi.org/10.22349/1994-6716-2022-111-3-148-155 (in Russian).

5. Tran H.-N., Hoang V., Liem P.H., Hoang H.T.P. Neutronics design of VVER-1000 fuel assembly with burnable poison particles. *Nuclear Engineering and Technology*. 2019;51(7):1729–1737. DOI: 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(1):8–13. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-006-0042-3

7. Andrianov A.N., Baranov V.G., Godin Ju.G., Kruglov V.B., Tenishev A.V. Effect of nonstoichiometry and alloying on thermal conductivity of uranium dioxide. *Perspektivnye materialy*. 2003;6:43–49. URL: https://elibrary.ru/item.asp?id=21260464 (accessed Feb. 20, 2024) (in Russian).

8. 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(1):45–50. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-011-9389-1

9. 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;2:42–55. DOI: https://doi.org/10.26583/gns-2022-02-05 (in Russian).

10. Tran H.-N., Hoang H.T.P., Liem P.H. Feasibility of using Gd203 particles in VVER-1000 fuel assembly for controlling excess reactivity. *Energy Procedia*. 2017;131:29–36. DOI: https://doi.org/10.1016/j.egypro.2017.09.442

11. Iwasaki K., Matsui T., Yanai K., Yuda R., Arita Y., Nagasaki T., Yokoyama N., Tokura I., Une K., Harada K. Effect of Gd_2O_3 Dispersion on the Thermal Conductivity of UO_2 . *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2009;46(7):673–676. DOI: https://doi.org/10.1080/18811248.2007.9711574

12. Vnukov R.A., Kolesov V.V., Zhavoronkova I.A., Kotov Y.A., Pramanik M.R. Effect of the Burnable Absorber Arrangement on the VVER-1200 Fuel Assembly Neutronic Performance. *Izvestiya vuzov*. *Yadernaya Energetika*. 2021;2:27–37. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2021.2.03 (in Russian).

13. 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. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2021.3.08 (in Russian).

14. Vlaskin G. N., Khomyakov Yu.S. (α , n) Neutron Spectra on Thick Light Targets. *Atomic Energy*. 2021;130(2):104–118. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-021-00781-0

Bedenko S.V., Vlaskin G.N., Polozkov S.D.

Computational Neutron Emission Spectrometry of VVER-1200 Reactor Fuel

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. DOI: 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(5):357–365. DOI: https://doi.org/10.1007/s10512-015-9933-5

17. Vlaskin G.N., Chvankin E.V., Darenskikh O.G., Dzekun E.G., Markin E.G. Fuel-burnup monitoring based on the characteristic neutron radiation of spent fuel assemblies. *Atomic Energy*. 1993;74(5):399–401. DOI: https://doi.org/10.1007/BF00844629

18. Vlaskin G.N., Matveev L.V., Rogozhkin V.Ju., Sidorenko V.D. Neutron emission from spent VVER-1000 fuel. *Atomic Energy*. 1989;67(3):703–705. DOI: https://doi.org/10.1007/BF01123216

19. Shamanin I.V., Bulanenko V.I., Bedenko S.V. Neutron radiation field of the irradiated ceramic nuclear fuel of different types. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2010;2:97–103. URL: https://elibrary.ru/download/elibrary_14933427_90386636.pdf (accessed Feb. 20, 2024) (in Russian).

20. Irkimbekov R.A., Vurim A.D., Bedenko S.V., Vlaskin G.N., Surayev A.S., Vityuk G.A., Vega-Carrillo H.R. Estimating the neutron component of radiation properties of the IVG.1M research reactor irradiated low-enriched fuel. *Applied radiation and isotopes*. 2022;181:110094. DOI: https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2021.110094

21. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Pavljuk A.O., Lyzko V.A. Using the Origin-Arp program in calculating the isotopic composition of the VVER-1000 spent fuel. *Bulletin of the Tomsk Polytechnic University*. 2010;317(4):25–28. (in Russian).

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(8):240–243. DOI: https://doi.org/10.3103/S1068335615080059

23. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Nesterov V.N., Lutsik I.O., Prets A.A. Solution of neutrontransport multigroup equations system in subcritical systems. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2017;4:38–49. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2017.4.04 (in Russian).

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

25. 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. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2020.2.10 (in Russian).

Authors

Sergey V. Bedenko, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: bedenko@tpu.ru

Gennady N. <u>Vlaskin</u>, researcher at the science department,

E-mail: GNVlaskin@rosatom.ru

Sergey D. <u>Polozkov</u>, postgraduate student, engineer of the nuclear safety and reliability department,

E-mail: polozkovSD@nvnpp1.rosenergoatom.ru