

# НЕЙТРОННЫЙ ФОН КОМПОЗИТНОГО НИЗКОБОГАЩЕННОГО УРАНОВОГО ТОПЛИВА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ.1М

Р.А. Иркимбеков\*, А.Д. Вурим\*, С.В. Беденко\*\*, А.С. Сураев\*,  
Г.А. Витюк\*

*\* Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан*

*071100, г. Курчатов, ул. Бейбит Атом, д. 10*

*\*\* Национальный исследовательский Томский политехнический университет 634050, г. Томск, проспект Ленина, д. 2*



Реактор ИВГ.1М является водо-водяным исследовательским реактором, проектом которого предусмотрено использование топлива с высоким обогащением. В рамках программы конверсии активной зоны реактор будет переведён на новое низкообогащенное композитное урановое топливо. Дальнейшая эксплуатация реактора определяется наличием свежего топлива для замены активной зоны после очередной кампании и возможностью обеспечения безопасного хранения, выгружаемого из активной зоны облучённого ядерного топлива (ОЯТ). Оценка условий безопасного хранения ОЯТ осуществляется с позиций обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Радиационная безопасность хранения топлива исследовательских реакторов достигается, в первую очередь, решением задач защиты от  $\gamma$ -излучения, при этом, как правило, не рассматривается нейтронное излучение в связи с его существенно более низкой интенсивностью в сравнении с  $\gamma$ -излучением. В отношении нового низкообогащенного топлива реактора ИВГ.1М, характеризующегося набором элементов с малой и средней атомной массой, на которых возможна реакция  $(\alpha, n)$ , оценка нейтронной составляющей является необходимой процедурой для обеспечения безопасного хранения топлива.

Предложена процедура расчёта нейтронной составляющей радиационных характеристик свежего и облучённого композитного топлива реактора ИВГ.1М, оценена  $(\alpha, n)$ -составляющая. Результаты исследований будут полезны при выборе технологии хранения, транспортировки ОЯТ и для научного обоснования возможности использования нейтронного излучения для целей контроля выгорания.

Исследования выполнены с привлечением верифицированных расчётных кодов MCNP5 и Sources-4C, высокоточных экспериментальных EXFOR- и расчётных ENDSF-данных и библиотек оценённых ядерных данных.

**Ключевые слова:** реактор ИВГ.1М, низкообогащённое керметовое урановое топливо, радиационные характеристики,  $(\alpha, n)$ -реакция.

© Р.А. Иркимбеков, А.Д. Вурим, С.В. Беденко, А.С. Сураев, Г.А. Витюк, 2022

## ВВЕДЕНИЕ

В 2010 г. реактор ИВГ.1М [1, 2] был включён в программу конверсии активных зон исследовательских реакторов на топливо низкого обогащения в рамках казахстанско-американского сотрудничества, реализуемого под эгидой МАГАТЭ [3]. В феврале 2021 г. свежее низкообогащённое урановое топливо было доставлено в Национальный ядерный центр Республики Казахстан (НЯЦ РК) (<https://www.nnc.kz>) из научно-производственного объединения «ЛУЧ» (Россия) (<http://sialuch.com>).

Отметим, что ранее специалисты НЯЦ РК совместно с коллегами из Аргоннской национальной лаборатории (США) (<https://www.anl.gov>) и Российского объединения «ЛУЧ» проверили работоспособность этого топлива и подтвердили его пригодность для целей конверсии.

После завершения конверсии на низкообогащённый уран продолжится дальнейшая эксплуатация реактора ИВГ.1М; при этом длительность этой эксплуатации будет определяться наличием свежего топлива для замены активной зоны после очередной кампании и возможностью обеспечения безопасного хранения выгружаемого из активной зоны ОЯТ. Оценка условий безопасного хранения осуществляется с позиций обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Радиационная безопасность хранения ОЯТ исследовательских реакторов достигается, в первую очередь, решением задач защиты от  $\gamma$ -излучения. При этом, как правило, не рассматривается нейтронное излучение в связи с его существенно более низкой интенсивностью по сравнению с  $\gamma$ -излучением. В отношении нового низкообогащённого топлива реактора ИВГ.1М, характеризующегося набором элементов с малой и средней атомной массой, на которых возможна реакция ( $\alpha$ , n), оценка нейтронной составляющей является необходимой процедурой для обеспечения безопасного хранения топлива.

Целью исследования является расчётная оценка уровня нейтронного излучения свежего и облучённого топлива реактора ИВГ.1М и разработка рекомендаций по обеспечению длительного и безопасного хранения ОЯТ.

Для достижения цели работы

- создана полномасштабная расчётная 3D-модель реактора;
- проведены нейтронные исследования активной зоны и эволюции элементного состава топлива;
- рассчитаны уровни нейтронного излучения свежего и облучённого топлива.

Исследования выполнены с привлечением верифицированных расчётных кодов MCNP5 и Sources-4C [4], высокоточных экспериментальных и расчётных данных [5 – 11], а также библиотек оценённых ядерных данных [12].

## РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА ИВГ-1М И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ЕЕ ХАРАКТЕРИСТИК

Реакторная установка ИВГ.1М [1 – 3] представляет собой исследовательский водо-водяной реактор, активная зона которого набирается из 30-ти водоохлаждаемых технологических каналов, расположенных в три ряда по концентрическим окружностям. В каждом таком канале расположена одна топливная сборка (рис.1а), содержащая 468 тепловыделяющих элементов (рис.1б) [3].

В межканальном пространстве установлены три вида бериллиевых вытеснителей. Управление реактором осуществляется десятью регулируемыми барабанами, расположенными по окружности за третьим рядом водоохлаждаемых технологических каналов. Они состоят из поглотителя, который занимает на окружности сектор в  $120^\circ$ , и отражателя на оставшейся поверхности барабана. При развороте барабана к активной зоне материалом отражателя или поглотителя вносится соответственно по-

ложительная или отрицательная реактивность.

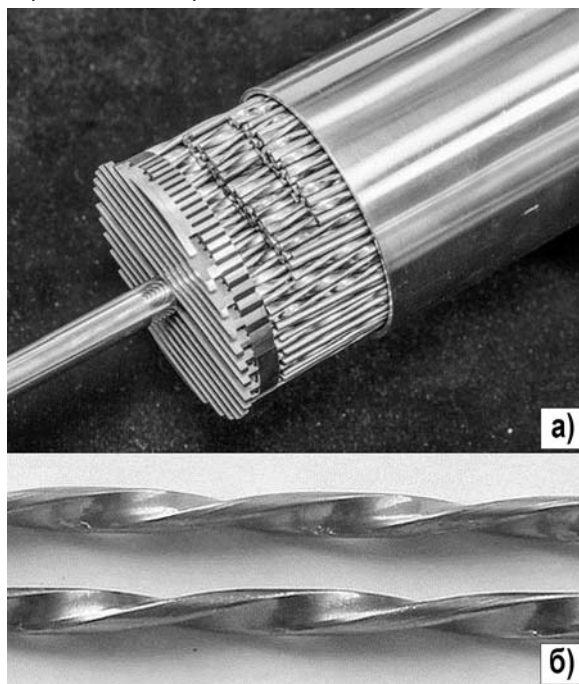


Рис. 1. Топливо реактора ИВГ.1М: а) – тепловыделяющая сборка [3]; б) – тепловыделяющий элемент

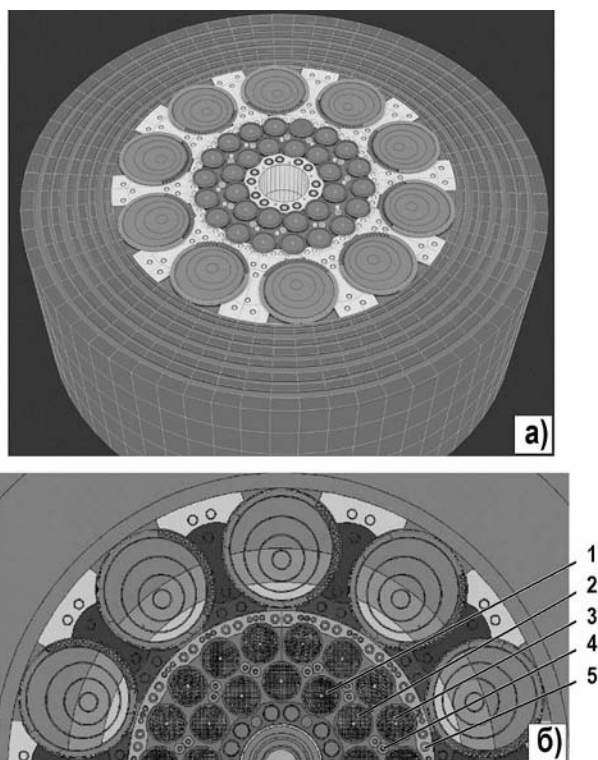


Рис. 2. Расчётная модель активной зоны реактора для кода MCNP5 [1]: а) – 3D- модель активной зоны реактора ИВГ.1М; б) – поперечное сечение 3D-модели (1, 2, 3 – водоохлаждаемый технологический канал первого, второго и третьего ряда; 4 – межканальные бериллиевые вытеснители; 5 – боковой бериллиевый вытеснитель)

### Нейтронно-физическая модель реактора ИВГ.1М

Расчётная модель (рис. 2) активной зоны реактора выполнена в трёхмерной постановке с сохранением размерно-массовых параметров и свойств материалов каждого элемента активной зоны реактора, указанных в проектной документации, и предназначена для определения нейтронно-физических характеристик реактора (эффективного коэффициента размножения  $k_{eff}$  и других нейтронно-физических функционалов) и нуклидного состава топлива.

### Расчёт нейтронно-физических характеристик реактора ИВГ.1М

Нейтронно-физические исследования и расчёт нуклидного состава топлива выполнены по программному коду MCNP5 (Monte Carlo *N*-Particle Transport Code System), который использует библиотеки оценённых ядерных констант ENDF/BVII.0 [12] для решения уравнений переноса частиц по объёму активной зоны.

Для экономии вычислительных ресурсов

1) размеры элементов активной зоны, такие как радиус или длина, установлены как средние значения между максимальными и минимальными значениями, заложенными в проекте;

2) допуски на соосность или овальность элементов не учтены;

3) мелкие детали активной зоны (замки крепления, болты и прочее) не моделировались;

4) поглощающие элементы регулирующих барабанов выгорают равномерно;

5) примеси в материалах соответствуют средним значениям допусков содержания каждого элемента в соответствии с маркой материала;

6) нуклидный состав ОЯТ получен при непрерывной работе реактора в течение четырёх лет без перегрузки топлива.

В расчёте разыгрывалось  $1 \cdot 10^7$  историй, что позволило обеспечить точность искомым функционалов, равную 0,1%.

### Расчетная модель тепловыделяющего элемента реактора ИВГ.1М

Тепловыделяющий элемент реактора ИВГ.1М относится к топливу пластинчатого типа и представляет собой сложную композитную конструкцию спиралевидной формы (см. рис.1б и рис. 3).

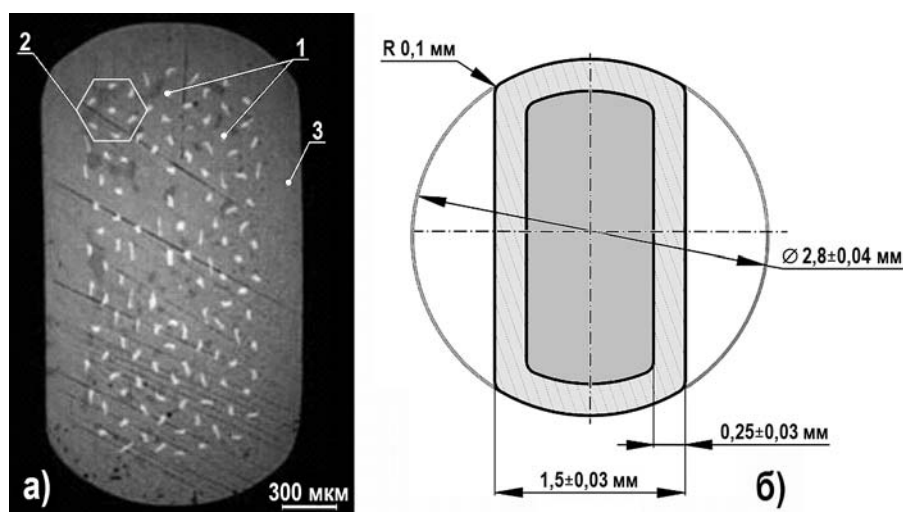


Рис. 3. Тепловыделяющий элемент реактора ИВГ.1М: а) – реальная конфигурация (1 – урановые нити; 2 – ячейка с урановыми нитями; 3 – оболочка топливного элемента); б) – схема расчётной модели для кода MCNP5

Керн тепловыделяющего элемента набран из 133-х металлических урановых нитей (<https://strana-rosatom.ru/2020/01/20/133-uranovye-niti-pro-luch-sozdalo-inn>), плотность керн в расчётах принята равной 7,74 г/см<sup>3</sup>. Каждая урановая нить покрыта тонким слоем циркониевого сплава Э-110 плотностью 6,53 г/см<sup>3</sup>. Оболочка керн изготовлена из того же сплава, что и покрытия урановых нитей. Схема расчётной модели для кода MCNP5 показана на рис. 3б.

Для расчёта источника альфа-частиц  $N_\alpha(E)$ , выхода нейтронов  $Y_n(E)$  и их энергетического распределения  $S_n(E)$  реальная конфигурация тепловыделяющего элемента (рис. 3а) заменена на эквивалентную модель. Эквивалентная модель (расчётная модель для кода Sources-4C) представляет собой гомогенизированный цилиндрический стержень, диаметр которого  $d = 1,66$  мм, высота  $h = 600$  мм, толщина оболочки – 0,25мм.

### Расчёт нейтронного фона тепловыделяющего элемента реактора ИВГ.1М

Задача расчёта нейтронной составляющей радиационных характеристик топлива реактора ИВГ.1М решалась путём совместного использования кода Sources-4C [4] и аналитической модели, позволяющей выполнять расчет переноса альфа-частиц в материале цилиндрического стержня и в его оболочке.

Расчёт выполнен по следующему алгоритму [13, 15]:

1) определяются параметры источника альфа-частиц ( $E_\alpha$  – энергия рождающихся в стержне альфа-частиц, МэВ;  $R_\alpha(E)$  – их пробег, мкм;  $N_\alpha(E)$  – выход альфа-частиц,  $\alpha \cdot \text{с}^{-1}$ ;  $N_{\text{яд}}$  – концентрация альфа-излучателей,  $\text{см}^{-3}$ );

2) рассчитывается перенос альфа-частиц, т.е. определяется доля оставшегося излучения в стержне ( $1 - P_\alpha(E)$ ) и вылетевшего  $P_\alpha(E)$  с его боковой поверхности (здесь величина  $P_\alpha(E)$  может быть получена за счёт использования принципов геометрических вероятностей, предложенных впервые Бюффеном и Гейнзом – примеры применения даны в работах [13 – 16]);

3) рассчитывается спектр альфа-частиц внутри стержня  $N_\alpha(E) \cdot (1 - P_\alpha(E))$ ,  $\alpha \cdot \text{с}^{-1}$ ;

4) вычисляется спектр на боковой поверхности стержня  $n_\alpha(E) = -d(P_\alpha(E, E_\alpha))/dE$ ,  $\alpha \cdot (\text{с} \cdot \text{МэВ})^{-1}$ ;

5) формируется для кода Sources-4C многогрупповой спектр альфа-частиц  $F^{(i)} = \int n_\alpha(E) dE$ ,  $\alpha \cdot \text{с}^{-1}$ ;

6) рассчитывается по моделям «Homogeneous Mixture Problems» и «Beam Problems» [4] выход нейтронов  $Y_n(E)$  и их энергетическое распределение  $S_n(E)$ .

### ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Предложенный инструментарий позволяет выполнить оценку дозы нейтронного излучения топлива, пересмотреть традиционные процедуры обращения со свежим и облучённым топливом, найденное значение  $Y_{\alpha n}/Y_{sf}$  при использовании метода Росси-альфа позволит оценить  $k_{eff}$  (методика по определению  $k_{eff}$  в подкритических системах методом Росси-альфа при известном вкладе  $(\alpha, n)$ -нейтронов дана авторами в работах [8, 17, 18]) пучка облучённых топливных сборок, подготавливаемых к транспортно-технологическим операциям и «сухому» хранению.

На рисунке 4 приведены нормированное распределение  $\chi_n(E)$  (рис. 4а) и суммарный спектр нейтронов  $S_n(E)$  (рис. 4б) свежего и облучённого топлива реактора ИВГ.1М. Установленные зависимости могут быть полезными для нейтронных методов пассивного неразрушающего анализа ОЯТ.

Интегральный выход нейтронов свежего топлива со всей активной зоны  $Y_n = 3,28 \cdot 10^2$  п.с<sup>-1</sup>; вклад нейтронов по реакции  $(\alpha, n)$   $Y_{\alpha n}/Y_{sf}$  (отношение выхода нейтронов по каналу реакции  $(\alpha, n)$   $Y_{\alpha n}$  к выходу нейтронов спонтанного деления  $Y_{sf}$ ) равен 0,0403 (~ 4,03%).

Нормированное распределение спектра нейтронов в области энергий от  $1 \cdot 10^{-3}$  эВ до 5,6 МэВ можно аппроксимировать функцией вида

$$\chi_{sf}(E) = c \cdot \exp(-E/0,827) \cdot \sinh(4,445 \cdot E)^{1/2}$$

(99,81% спонтанных нейтронов образуются в результате спонтанного деления  $^{238}\text{U}$ ); наблюдаемая высокоэнергетическая часть этого спектра для энергий нейтронов более 5,6 МэВ формируется нейтронами по реакции  $(\alpha, n)$  на  $^9\text{Be}$  (рис. 4а, кривые 1, 3 и рис. 4б) при взаимодействии альфа-частиц, образующихся при радиоактивном распаде изотопов  $^{234,235,236,238}\text{U}$ . Отметим, что 94,2% всех альфа-частиц образуется в результате распада  $^{234}\text{U}$  с периодом полураспада  $T_{1/2} = 2,455 \cdot 10^5$  лет, т.е. в рамках нашей задачи этот радионуклид полагается стабильным, что даёт основание считать  $(\alpha, n)$ -составляющую нейтронного фона постоянной во времени.

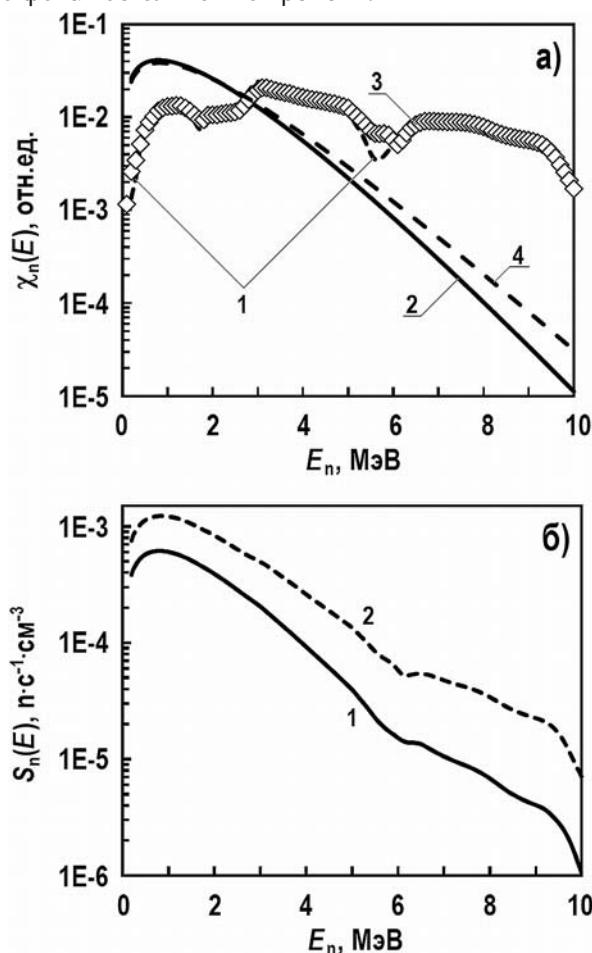


Рис. 4. Нейтронная составляющая радиационных характеристик топлива реактора ИВГ.1М: а) – нормированное распределение нейтронов (1 –  $(\alpha, n)$ -нейтроны свежего топлива; 2 –  $sf$ -нейтроны свежего топлива; 3 –  $(\alpha, n)$ -нейтроны облучённого топлива; 4 –  $sf$ -нейтроны облучённого топлива); б) – спектр нейтронов (1 – свежее топливо; 2 – облучённое топливо)

Для облучённого топлива интегральный выход нейтронов в 2,28 раза выше необлучённого и составляет величину, равную  $7,49 \cdot 10^2 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ , а вклад  $Y_n/Y_{sf}$  равен 0,1029 (~ 10,29%). Высокоэнергетическая часть спектра также формируется нейтронами по реакции  $(\alpha, n)$  на  $^9\text{Be}$ , входящем в состав керметового топлива, и практически не меняется во времени.

Источник нейтронов спонтанного деления (см. рис. 4, кривые 2 и 4), в отличие от

свежего топлива, формируется тремя нуклидами:  $^{238}\text{U}$  ( $T_{1/2} = 4,468 \cdot 10^9$  лет, вклад 40,69%),  $^{240}\text{Pu}$  ( $T_{1/2} = 6564$  лет, вклад 43,86%) и  $^{242}\text{Cm}$  ( $T_{1/2} = 162,8$  сут, вклад 14,69%). Все эти радионуклиды можно считать стабильными, за исключением короткоживущего  $^{242}\text{Cm}$ , который через 3,57 г. ( $\sim 8 \cdot T_{1/2}$ ) практически полностью распадется. Однако в расчётах дозовой нагрузки на персонал мы рекомендуем соблюдать принцип консервативности, т.е. не учитывать распад этого изотопа.

Облучённые сборки реактора ИВГ.1М хранятся «сухим» способом по три штуки в пучке в специализированном хранилище, расположенном на территории реакторного комплекса НЯЦ РК. Ранее выполненные нейтронно-физические расчеты показали, что  $k_{eff}$  пучка из трёх свежих сборок равен 0,01. Следовательно, умножение нейтронов  $\sim (1 - k_{eff})^{-1}$  в этом пучке за счёт вынужденного деления составит величину 1,01 (т.е. вклад нейтронов вынужденного деления не превысит  $\sim 1\%$ ), и может не учитываться в расчётах спектра утечки нейтронов как свежих, так и облучённых топливных сборок.

## ВЫВОДЫ

Предложена процедура расчёта нейтронной составляющей радиационных характеристик инновационного ядерного топлива реактора ИВГ.1М, оценена  $(\alpha, n)$ -составляющая  $Y_{an}/Y_{sf}$ . Результаты исследований показали, что интегральный выход нейтронов свежего топлива со всей активной зоны  $Y_n = 3,28 \cdot 10^2$  н·с $^{-1}$ , а вклад  $Y_{an}/Y_{sf}$  равен 4,03%. Для ОЯТ (выгорание 8 МВт·сут/кг (U), выдержка 180 сут) интегральный выход нейтронов в 2,28 раза выше, а  $Y_{an}/Y_s = 10,29\%$ . Высокоэнергетическая составляющая спектра нейтронов как в первом, так и во втором случае формируется нейтронами по реакции  $(\alpha, n)$  на  $^9\text{Be}$ , входящем в состав топлива, и, практически, не меняется во времени.

По результатам выполненных исследований подготовлены входные наборы данных о выходе нейтронов  $Y_n$  и их спектральном распределении  $S_n(E)$  для кода MCNP5 и последующего расчёта интегральных и дифференциальных дозиметрических характеристик ОЯТ. Это позволит пересмотреть установленными нормативными документами процедуры и регламенты обращения с топливом после его эксплуатации.

Заявленные в целях этого исследования рекомендации по обеспечению длительно и безопасного хранения ОЯТ будут разработаны на втором этапе проекта по завершении реакторных экспериментов и CFD-моделирования транспортных упаковок.

## Благодарность

Работа финансируется Комитетом науки Министерства образования и науки Республики Казахстан (Грант № AP08856242).

## Литература

1. Иркимбеков Р.А., Жагипарова Л.К., Котов В.М., Вурим А.Д., Гныря В.С. Нейтронно-физическая модель реактора ИВГ.1М: разработка и верификация по критическому состоянию. // Атомная энергия. – 2019. – Т. 127 (2). – С. 63-68.
2. Батырбеков Э.Г., Скаков М.К., Вурим А.Д., Колодешников А.А., Бакланов В.В., Гныря В.С., Иркимбеков Р.А., Зуев В.А., Гановичев А.А., Коянбаев Е.Т., Сапатаев Э.Э. Конверсия исследовательского реактора ИВГ.1М. // Вестник НЯЦ РК. – 2015. – № 2. – С. 6-18.
3. Zhanbolatov O.M., Vurim A.D., Surayev A.S., Irkimbekov R.A. Development of Scenarios for Controlling the Fuel Campaign of The Ivg.1M Reactor with Leu-Fuel. // Journal of Physics: Conference Series. – 2022. – Vol. 2155. – Article 012017. DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/2155/1/012017>.
4. Wilson W.B., Perry R.T., Charlton W.S., Parish T.A. Sources: A Code for Calculating  $(\alpha, n)$ , Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources and Spectra. // Progress in Nuclear Energy. – 2009. – Vol. 51 (4-5). – PP. 608-613.
5. Буланенко В.И. О выходе нейтронов  $(\alpha, n)$ -реакции на кислороде. // Атомная энер-

гия. – 1979. – Т. 47 (1). – С. 28-31.

6. *Murata T., Shibata K.* Evaluation of the  $(\alpha, n)$  Reaction Nuclear Data for Light Nuclei. // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2002. – Vol. 39. – PP. 76-79.

7. *Власкин Г.Н., Хомяков Ю.С., Буланенко В.И.* Выход нейтронов реакции  $(\alpha, n)$  на толстых мишенях легких элементов. // Атомная энергия. – 2014. – Т. 117 (5). – С. 287-293.

8. *Дулин В.В., Забродская С.А.* О вкладе реакции  $(\alpha, n)$  в интенсивность нейтронного излучения двуокиси плутония. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 4. – С. 18-24.

9. *Власкин Г.Н., Хомяков Ю.С.* Спектры нейтронов  $(\alpha, n)$ -реакции на толстых мишенях легких элементов. // Атомная энергия. – 2021. – Т. 130 (2). – С. 98-110.

10. *Pigni M., Croft S., Gauld I.* Uncertainty Quantification in  $(\alpha, n)$  Neutron Source Calculations for an Oxide Matrix. // Progress in Nuclear Energy. – 2016. – Vol. 91. – PP. 147-152.

11. *Simakov S., Berg Q.* Update of the  $\alpha$ -n Yields for Reactor Fuel Materials for the Interest of Nuclear Safeguards. // Nuclear Data Sheets. – 2017. – Vol. 139. – PP. 190-203.

12. Evaluated Nuclear Data Library Descriptions, Nuclear Energy Agency. Электронный ресурс: [https://oecd-nea.org/dbdata/data/nds\\_eval\\_libs.htm](https://oecd-nea.org/dbdata/data/nds_eval_libs.htm) (дата доступа 28.09.2021).

13. *Беденко С.В., Кнышев В.В., Кузнецова М.Е., Шаманин И.В.* Особенности формирования остаточного излучения дисперсионного микрокапсулированного ядерного топлива. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – № 3. – С. 75-87. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2018.3.07>.

14. *Беденко С.В., Луцк И.О., Кнышев В.В., Губайдулин И.М., Шаманин И.В.* Радиационные характеристики топлива со сложной внутренней структурой. // Вопросы радиационной безопасности. – 2019. – № 2. – С. 51-57.

15. *Ghal-Eh N., Rahmani F., Bedenko S.V.* Conceptual Design for a New Heterogeneous  $^{241}\text{Am}$ - $^9\text{Be}$  Neutron Source Assembly using Sources4C-MCNPX Hybrid Simulations. // Applied Radiation and Isotopes. – 2019. – Vol. 153. – Article 108811. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2019.108811>.

16. *Bedenko S.V., Ghal-Eh N., Lutsik I.O., Shamanin I.V.* A Fuel for Generation IV Nuclear Energy System: Isotopic Composition and Radiation Characteristics. // Applied Radiation and Isotopes. – 2019. – Vol. 147. – PP. 189-196.

17. *Дулин В.В., Матвеев И.П.* Определение глубоко подкритических состояний размножающих сред методом Росси-альфа. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2002. – № 1. – С. 9-18.

18. *Грабежной В.А., Дулин В.А., Дулин В.В., Михайлов Г.М.* Об определении умножения нейтронов методом Росси-альфа. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2021. – № 2. – С. 50-58. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2021.2.05>.

Поступила в редакцию 04.10.2011 г.

#### Авторы

**Иркимбеков Руслан Александрович**, начальник лаборатории, PhD  
E-mail: [irkimbekov@nnc.kz](mailto:irkimbekov@nnc.kz)

**Вурим Александр Давидович**, главный специалист по ядерным технологиям, канд. физ.-мат. наук  
E-mail: [vurim@nnc.kz](mailto:vurim@nnc.kz)

**Беденко Сергей Владимирович**, доцент, канд. физ.-мат. наук  
E-mail: [bedenko@tpru.ru](mailto:bedenko@tpru.ru)

**Сураев Артур Сергеевич**, научный сотрудник, PhD  
E-mail: [suraev@nnc.kz](mailto:suraev@nnc.kz)

**Витюк Галина Анатольевна**, начальник группы  
E-mail: [galina-shmeleova@mail.ru](mailto:galina-shmeleova@mail.ru)



## NEUTRON BACKGROUND OF COMPOSITE LOW-ENRICHED URANIUM FUEL OF THE IVG.1M RESEARCH REACTOR

Irkimbekov R.A.\*, Vurim A.D.\*, Bedenko S.V.\*\*, Surayev A.S.\*, Vityuk G.A.\*

\* Institute of Atomic Energy of the Republican State Enterprise National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan

10 Beybit Atom Str., 071100 Kurchatov, Kazakhstan

\*\* National Research Tomsk Polytechnic University

2 Lenin Ave, 634050 Tomsk, Russia

### ABSTRACT

In 2010, within the framework of the Kazakhstan-USA cooperation under the auspices of the IAEA, the IVG.1M reactor was included in the program for converting research reactors cores to low-enriched uranium fuel.

After the conversion to low-enriched uranium is completed, the IVG.1M reactor operation will continue, while the duration of its operation will be determined by the availability of fresh fuel to replace the core after the next campaign and the ability to ensure safe storage of SNF removed from the core. Safe storage conditions are assessed in terms of nuclear and radiation safety.

Radiation safety of storage of SNF from research reactors is primarily achieved by solving the problems of protection against  $\gamma$ -radiation, and neutron radiation is generally not considered due to its significantly lower intensity in comparison with  $\gamma$ -radiation. Concerning the new low-enriched uranium fuel of the IVG.1M reactor, which is characterized by a set of elements with low and medium atomic mass, where the  $(\alpha, n)$  reaction is possible, the assessment of the neutron component is a necessary procedure to ensure the safe fuel storage.

The goal of this research is to estimate the neutron radiation level of fresh and irradiated fuel of the IVG.1M reactor and to develop recommendations for safe long-term SNF storage.

To achieve this goal, the authors of the article created a full-scale computational 3D model of the reactor, carried out neutron characterization of the reactor core and studies of the evolutionary fuel composition, and calculated the neutron radiation levels of fresh and irradiated fuel.

The research was carried out using verified computational codes MCNP5 and Sources-4C, high-precision experimental EXFOR and computational ENDSF data, as well as evaluated nuclear data libraries.

**Key words:** The IVG.1M research reactor, low-enriched uranium nuclear fuel, dosimetry,  $(\alpha, n)$ -reaction.

### REFERENCES

1. Irkimbekov R.A., Zhagiparova L.K., Kotov V.M., Vurim A.D., Gnyrya V.S. Neutronics Model of the IVG.1M Reactor: Development and Critical-State Verification. *Atomic Energy*. 2019, v. 127, pp. 69-76.
2. Batyrbekov E.G., Skakov M.K., Vurim A.D., Kolodeshnikov A.A., Baklanov V.V., Gnyrya V.S., Irkimbekov R.A., Zuev V.A., Ganovichev A.A., Koyanbaev E.T., Sapataev E.E. Conversion of the Research Reactor IVG.1M. *Vestnik NYATS RK*. 2015, no. 2, pp. 6-18 (in Kazakh).
3. Zhanbolatov O.M., Vurim A.D., Surayev A. S., Irkimbekov R. A. Development of Scenarios for Controlling the Fuel Campaign of the IVG.1M Reactor with Leu-Fuel. *Journal of Physics: Conference Series*. 2022, v. 2155, art. 012017; DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/2155/1/012017> .

4. Wilson W.B., Perry R.T., Charlton W.S., Parish T.A. Sources: A Code for Calculating ( $\alpha$ , n), Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources and Spectra. *Progress in Nuclear Energy*. 2009, v. 51 (4-5), pp. 608-613.
5. Bulanenko V.I. Neutron Yield of ( $\alpha$ , n) Reaction on Oxygen. *Soviet Atomic Energy*. 1979, v. 47, pp. 531-534.
6. Murata T., Shibata K. Evaluation of the ( $\alpha$ , n) Reaction Nuclear Data for Light Nuclei. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2002, v. 39, pp. 76-79.
7. Vlaskin G.N., Khomyakov Yu.S., Bulanenko V.I. Neutron Yield of the Reaction ( $\alpha$ , n) on Thick Targets Comprised of Light Elements. *Atomic Energy*. 2015, v. 117 (5), pp. 357-365.
8. Dulin V.V., Zabrodskaia S.A. About Contribution of ( $\alpha$ , n) Reaction to Intensity of Neutron Radiation of Dioxide of Plutonium. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2005, no. 4, pp. 18-24 (in Russian).
9. Vlaskin G.N., Khomyakov Yu.S. Neutron Spectra of ( $\alpha$ , n) Reactions on Thick Targets of Light Elements. *Atomnaya Energiya*. 2021, v. 130 (2), pp. 98-110 (in Russian).
10. Pigni M; Croft S; Gauld I. Uncertainty Quantification in ( $\alpha$ , n) Neutron Source Calculations for an Oxide Matrix. *Progress in Nuclear Energy*. 2016, v. 91, pp. 147-152.
11. Simakov S., Berg Q. Update of the  $\alpha$ -n Yields for Reactor Fuel Materials for the Interest of Nuclear Safeguards. *Nuclear Data Sheets*. 2017, v. 139, pp. 190-203.
12. Evaluated Nuclear Data Library Descriptions, Nuclear Energy Agency. Available at: [https://oecd-nea.org/dbdata/data/nds\\_eval\\_libs.htm](https://oecd-nea.org/dbdata/data/nds_eval_libs.htm) (accessed Sep. 28, 2021).
13. Bedenko S.V., Knyshev V.V., Kuznetsova M.E., Shamanin I.V. Peculiarities of residual radiation formation of disperse micro encapsulated nuclear fuel. *Izvestia Vuzov. Yadernaya Energetika*. 2018, no. 3, pp. 75-87; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2018.3.07> (in Russian).
14. Bedenko S.V., Lutsik I.O., Knyshev V.V., Gubaydulyn I.M., Shamanin I.V. Radiation Characteristics of Fuel with a Complex Internal Structure. *Voprosy Radiatsionnoy Bezopasnosti*. 2019, no. 2, pp. 51-57 (in Russian).
15. Ghal-Eh N., Rahmani F., Bedenko S.V. Conceptual Design for a New Heterogeneous  $^{241}\text{Am}$ - $^9\text{Be}$  Neutron Source Assembly using Sources4C-MCNPX Hybrid Simulations. *Applied Radiation and Isotopes*. 2019, v. 153, art. 108811; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2019.108811>.
16. Bedenko S.V., Ghal-Eh N., Lutsik I.O., Shamanin I.V. A Fuel for Generation IV Nuclear Energy System: Isotopic Composition and Radiation Characteristics. *Applied Radiation and Isotopes*. 2019, v. 147, pp. 189-196.
17. Dulin V.V., Matveyenko I.P. Alpha-Rossi Determination of deeply subcritical states of multiplying media. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2002, no. 1, pp. 9-18 (in Russian).
18. Grabezhnoy V.A., Dulin V.A., Dulin V.V., Mikhaylov G.M. On the Determination of Neutron Multiplication by the Rossi-alpha Method. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2021, no. 2, pp. 50-58; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2021.2.05> (in Russian).

#### Authors

Irkimbekov Ruslan Aleksandrovich, Head of Laboratory, PhD

E-mail: [irkimbekov@nnc.kz](mailto:irkimbekov@nnc.kz)

Vurim Alexandr Davidovich, Chief Specialist for Nuclear Technologies, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: [vurim@nnc.kz](mailto:vurim@nnc.kz)

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

E-mail: [bedenko@tpu.ru](mailto:bedenko@tpu.ru)

Surayev Artur Sergeevich, Researcher, PhD

E-mail: [Suraev@nnc.kz](mailto:Suraev@nnc.kz)

Vityuk Galina Anatolyevna, Head of Group

E-mail: [galina-shmeleova@mail.ru](mailto:galina-shmeleova@mail.ru)