

УДК 621.039.52

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.3.14>

Оригинальная статья / Original paper

Кросс-верификация кода OpenMC на основе тестовых задач для загрузок активной зоны с высоко- и низкообогащенным топливом ТВС типа ИРТ-3М

Ш.Б. Умаров, Г.В. Тихомиров

НИЯУ МИФИ,

115409 Россия, г. Москва, Каширское ш., 31

Реферат. Проведена кросс-верификация кода OpenMC с целью оценки его применимости для расчетного сопровождения исследовательского реактора (ИР) ВВР-СМ в условиях конверсии на высокоплотное уран-молибденовое топливо. Ввиду отсутствия экспериментальных данных для перспективных типов топлива верификация выполнена на основе специально сформированных тестовых задач, описывающих упрощенные, но репрезентативные конфигурации активной зоны с ТВС типа ИРТ-3М, применяемых в ИР ВВР-СМ. Расчеты OpenMC с использованием библиотек ENDF/B-VIII.0 и ENDF/B-VII.1 сопоставлялись с результатами MCNP/ENDF/B-VII, заранее принятыми в качестве эталонных. В работе представлены результаты сравнения по эффективному коэффициенту размножения, интегральным скоростям ядерных реакций и параметрам выгорания топлива, а также приведены объяснения основных причин расхождений результатов. На основании проведенной кросс-верификации обоснована возможность использования кода OpenMC для расчетной поддержки исследовательского реактора ВВР-СМ при его конверсии на высокоплотное топливо.

Ключевые слова: ИРТ-3М, OpenMC, кросс-верификация, коэффициент размножения нейтронов, выгорание топлива, исследовательский реактор, ВВР-СМ.

Для цитирования: Умаров Ш.Б., Тихомиров Г.В. Кросс-верификация кода OpenMC на основе тестовых задач для загрузок активной зоны с высоко- и низкообогащенным топливом ТВС типа ИРТ-3М. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2026;3:196–206. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.3.14>

Введение

В рамках международных инициатив по снижению риска распространения ядерного оружия около 110-ти исследовательских реакторов (ИР) по всему миру были переведены с высокообогащенного уранового (ВОУ) топлива на низкообогащенное

(НОУ) [1 – 2]. В целях сохранения требуемых нейтронно-физических характеристик при конверсии низкоплотные топливные композиции первого поколения ($UAl_x - Al$, $U_3O_8 - Al$, $UZrH_x$) были модернизированы и квалифицированы для работы с низкообогащенным ураном за счет увеличения ураносодержащей плотности [3 – 4]. Дальнейшее развитие топливных технологий обеспечило создание силицидных систем $U_3Si_2 - Al$, обладающих повышенной плотностью и радиационной стойкостью. Однако для высокопоточных исследовательских реакторов таких решений оказалось недостаточно, что послужило основанием для начала и продолжающегося сегодня комплекса работ по созданию, квалификации и внедрению высокоплотного уран-молибденового (U – Mo) топлива [5 – 8].

Перечисленные процессы способствовали совершенствованию современных кодов нейтронно-физических расчетов, а также поставили задачу их верификации [9 – 10]. Как правило, верификация осуществляется путем сопоставления результатов с данными критических экспериментов или эксплуатационных данных [11 – 12]. Однако для перспективных типов НОУ-топлива, находящихся на стадии разработки, экспериментальные данные отсутствуют, что исключает возможность прямой верификации расчетов. В этих условиях эффективным инструментом проверки становится кросс-верификация — сопоставление результатов, полученных с использованием независимых прецизионных программных комплексов при идентичных исходных данных [13 – 14]. В связи с этим для оценки точности расчетных кодов разрабатываются специальные тестовые задачи, описывающие упрощенные, но репрезентативные состояния активной зоны реактора.

Работа направлена на оценку эффективности кода OpenMC при моделировании загрузок активной зоны с высоко- и низкообогащенным топливом типа ИРТ-ЗМ, а также на последующее определение его применимости для расчетной поддержки исследовательского реактора ВВР-СМ Института ядерной физики Республики Узбекистан в рамках конверсии на низкообогащенное уран-молибденовое топливо. Кросс-верификация проводится на основе специально разработанных тестовых задач для реактора типа ИРТ с низкообогащенным уран-молибденовым топливом [15 – 16].

Программа OpenMC

Среди современных средств прецизионного моделирования ядерных установок, основанных на методе Монте-Карло, особое место занимает код OpenMC [17]. Разработка данного кода была начата в 2011 г. в Массачусетском технологическом институте и со временем превратилась в международный проект, в котором принимают участие различные университеты, исследовательские центры и промышленные организации. Код OpenMC предназначен для моделирования переноса нейтронов и фотонов. В отличие от большинства других прецизионных кодов OpenMC является современным программным комплексом, полностью разработанным с использованием языка программирования Python, что делает его интуитивно понятным и удобным для пользователей.

Код OpenMC успешно верифицирован на ряде типовых задач, включая расчеты быстрых реакторов [18], систем с МОКС-топливом [19], а также других известных бенчмарков и критических сборок [20]. В настоящей работе проводится верификация

OpenMC применительно к исследовательскому реактору с топливными сборками типа ИРТ-3М, характеризующемуся высокой гетерогенностью и использованием перспективного уран-молибденового топлива.

Описание тестовых задач

Тестовые задачи в упрощенном виде отражают активную зону свежей загрузки исследовательского реактора ИРТ МИФИ с топливными сборками типа ИРТ-3М. Задачи разработаны для кросс-верификации прецизионных программ, отражающих основные изменения нейтронно-физических характеристик активной зоны при переходе с ВΟΥ на НОУ-топливо ИРТ-3М.

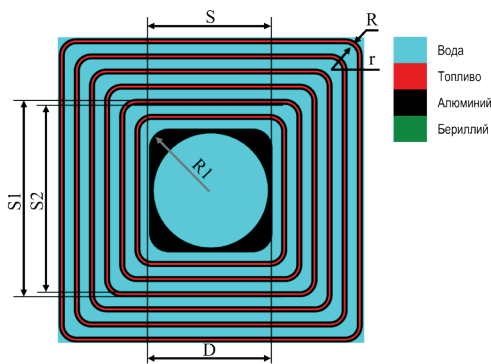


Рис. 1. Поперечное сечение модели ТВС ИРТ-3М в OpenMC

Активная зона состоит из 12–16-ти ячеек, которые устанавливаются в ТВС, окруженные бериллиевыми и алюминиевыми блоками. Шаг квадратной решетки составляет 7,15 см. Пространство между ТВС и бериллиевыми блоками заполнено водой. Ячейки, в которых отсутствуют ТВС или блоки отражателя, также заполнены водой. Высота активной зоны составляет 58 см. Активная зона окружена водяным отражателем, толщина которого равна $3 \times 7,15$ см в горизонтальной плоскости и 29 см по высоте. За внешней границей отражателя располагается вакуумная область. Поглощающие стержни, концевики ТВС и опорная решетка в расчетах не учитывались.

На рисунке 1 показано поперечное сечение модели топливной сборки ИРТ-3М в OpenMC, а ее геометрические параметры приведены в табл. 1. На рисунке 2 представлена схема расчетной области тестовых задач, построенная в программе OpenMC. Более подробное

описание тестовых задач представлено в работе [15].

Результаты расчета коэффициента размножения нейтронов

В программе OpenMC проведены расчеты эффективного коэффициента размножения нейтронов для семи тестовых задач с использованием ВΟΥ- и НОУ-топлива. В расчетах применялись две библиотеки оцененных ядерных данных – ENDFB/VIII/HDF5 и ENDFB/VII.I/HDF5. Результаты OpenMC приведены в табл. 2 и сопоставлены с результатами расчетов, полученными с использованием кода MCNP с библиотекой

Таблица 1

Размеры ТВС, см

№	S1	S2	R	r
1	6,94	6,66	0,92	0,78
2	6,25	5,97	0,84	0,70
3	5,56	5,28	0,76	0,62
4	4,87	4,59	0,68	0,54
5	4,18	3,90	0,60	0,46
6	3,49	3,21	0,52	0,38

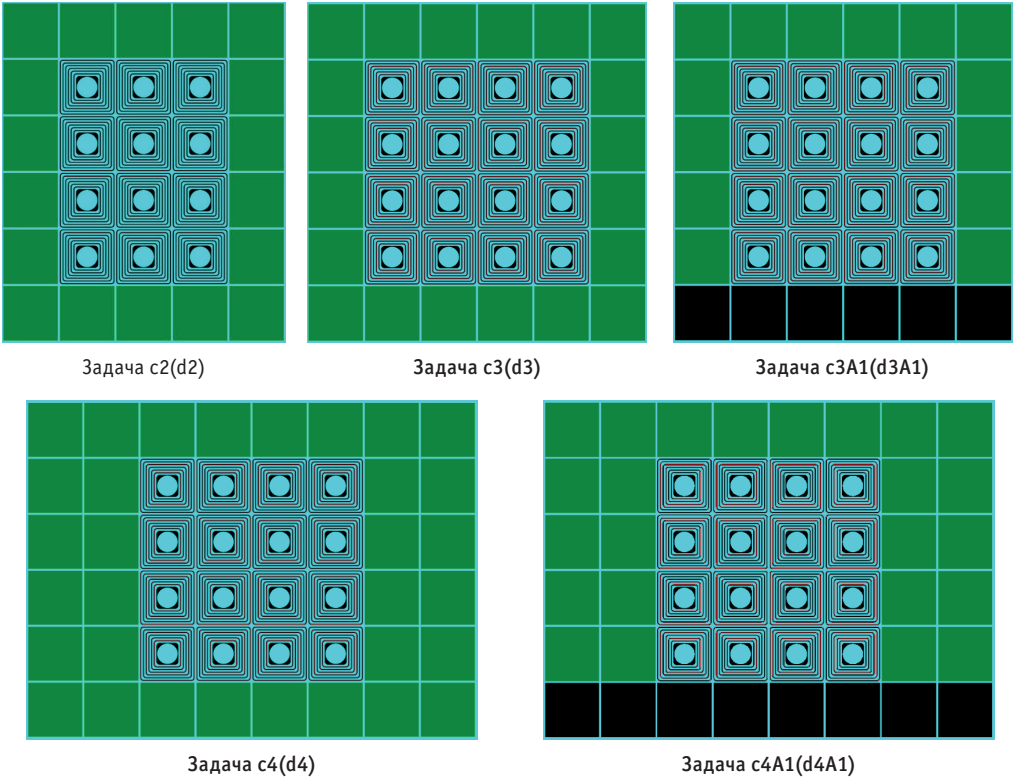


Рис. 2. Поперечное сечение построенных в ОрепМС моделей тестовых задач с ВΟΥ- и НОУ-топливом (с2– с4 – НОУ; d2–d4 – ВΟΥ)

Таблица 2

Результаты расчета тестовых задач по программам MCNP и ОрепМС

Задача	MCNP / ENDF / BVII	OpenMC		Максимальное отклонение, %ΔK/K	
		ENDFB / VIII / HDF5	ENDFB / VII, I / HDF5	ENDF / BVII – ENDFB / VIII	ENDF / BVII – ENDFB / VII, I
с2	1,1615	1,16369	1,16449	–0,19	–0,26
с4A1	1,1904	1,1941	1,1917	–0,31	–0,11
d2	1,1933	1,19098	1,19201	0,19	0,11
d3	1,2513	1,25757	1,2525	–0,50	–0,10
d3A1	1,2061	1,2056	1,20813	0,04	–0,17
d4	1,2731	1,27157	1,27226	0,12	0,07
d4A1	1,2248	1,2253	1,22205	–0,04	0,22

ENDF/BVII, которые опубликованы в работах [13, 15] и рассматриваются в качестве эталонных. В работе [13] путем сопоставления с результатами расчетов, выполненных с использованием кода MCU-PTR, обоснована правомерность применения кода MCNP для нейтронно-физических расчетов активных зон с топливными сборками типа ИРТ-ЗМ.

Расчеты в ОрепМС выполнялись при следующих параметрах: 200 циклов, из которых 20 были неактивными, и 1000 частиц на цикл. При таких статистических настройках стандартное отклонение по коэффициенту размножения не превышает $\pm 0,0003$.

Максимальное отклонение между полученными значениями коэффициента размножения не превышает 0,5 % $\Delta K/K$. Наибольшее расхождение (–0,50 % $\Delta K/K$) отмечено для задачи d3, тогда как минимальные отклонения (0,07 – 0,10 % $\Delta K/K$) наблюдаются для конфигураций d4 и d3A1. Наилучшее согласование с результатами MCNP/ENDF/B-VII достигается при использовании библиотеки ENDF/B-VII.1/HDF5. Незначительно большее расхождение, зафиксированное при применении ENDF/B-VIII.0/HDF5, вероятно, обусловлено обновлением ядерных данных для изотопов ^{235}U и ^9Be в последней версии библиотеки.

Интегральный баланс и скорости ядерных реакций в объеме реактора

Проведено сравнение результатов расчета интегральных скоростей ядерных реакций для различных изотопов по программам MCNP (ENDF/B-VII) и OpenMC с библиотеками ENDF/B-VIII.0/HDF5 и ENDF/B-VII.1/HDF5 (табл. 3). Расчеты выполнены для конфигурации BOU d4A1. Среднеквадратичное отклонение между представленными скоростями реакций не превышает 0,07 %.

Основное расхождение наблюдается в скоростях реакций поглощения для легких элементов – кислорода и бериллия, где максимальное отклонение достигает 27,5 и 8,9% соответственно. Для изотопов урана различия в скоростях реакций не превышают 3 – 4%, что вносит основной вклад в расхождение в коэффициенте размножения между результатами MCNP и OpenMC, приведенными в табл. 2.

Таблица 3

Интегральный баланс и скорости основных ядерных реакций в объеме реактора для конфигурации

Функционал	Изотоп	MCNP / ENDF / BVII	OpenMC		Максимальное отклонение, % $\Delta R/R$	
			ENDFB / VIII / HDF5	ENDFB / VII, I / HDF5	ENDF / BVII – ENDFB / VIII / HDF5	ENDF / BVII – ENDFB / VII, I / HDF5
Скорость реакции поглощения	^{235}U	0,602	0,603571	0,60171	–0,26	0,05
	^{238}U	3,98E–03	3,95E–03	3,96E–03	0,75	0,50
	^{234}U	2,02E–03	1,94E–03	1,94E–03	3,96	3,96
	AL	4,36E–02	4,26E–02	4,30E–02	2,29	1,38
	O	2,51E–03	1,82E–03	1,88E–03	27,49	25,10
	^9Be	1,91E–02	2,04E–02	2,08E–02	–6,81	–8,90
	H	3,45E–01	3,46E–01	3,48E–01	–0,29	–0,87
	total	1,018	1,020707	1,021288	–0,27	–0,32
(n, 2n)	^9Be	2,21E–02	2,16E–02	2,22E–02	2,26	–0,45
Скорость реакции деления	^{235}U	0,5022	0,502704	0,502	–0,10	0,04
	^{238}U	6,21E–05	6,20E–05	6,30E–05	0,16	–1,45
	^{234}U	3,67E–03	3,20E–03	3,20E–03	12,81	12,81
	total	0,502	0,502798	0,502095	–0,16	–0,02

Расчет процесса выгорания первой кампании

Данная задача иллюстрирует изменение коэффициента размножения загрузки из 12-ти ТВС в течение первой кампании и характеризует изотопный состав топлива после ее завершения. Выгорание в OpenMC рассчитывалось по интегратору CE/LI, поскольку данный метод обеспечивает оптимальное сочетание точности и скорости расчета.

Начальные условия и основные допущения расчета:

- мощность реактора равна 2,5 МВт;
- интегральная энерговыработка активной зоны составляет 20000 МВт·ч;
- в начале кампании все ТВС находятся в неотработанном состоянии;
- в ТВС № 3 и симметричной ей ТВС располагаются полностью погруженные стержни, положение стержней СУЗ в процессе выгорания не изменяется, бор в поглотителе не выгорает;
- в горизонтальной плоскости все твэлы одной ТВС имеют одинаковое выгорание;
- изменение изотопного состава бериллиевого отражателя в процессе работы реактора не учитывается.

Рассчитанные значения коэффициента размножения нейтронов и реактивности для различных периодов работы приведены в табл. 4. Сравнение выполнено между кодами MCREB (REBUS-PC + MCNP) [13, 15] и OpenMC с использованием библиотеки ENDF/B-VIII.0/HDF5. На рисунке 3 представлено отклонение результатов OpenMC от MCREB в единицах %ΔK/K. На начальном этапе (t = 0 сут.) значения коэффициента размножения в обоих кодах практически совпадают – расхождение не превышает 0,01 %ΔK/K. По мере

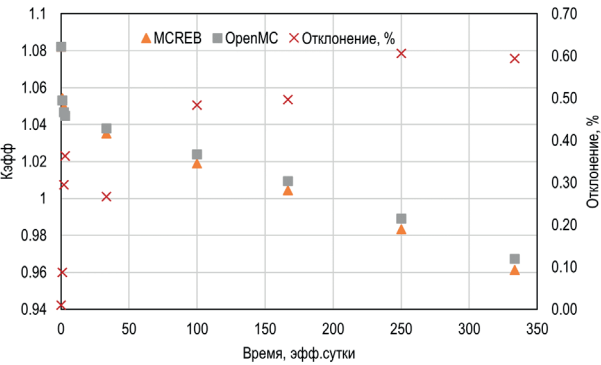


Рис. 3. Изменение расчетной реактивности в течение первой кампании, рассчитанное по программам MCREB и OpenMC

Таблица 4

Изменение коэффициента размножения в течение первой кампании

Время работы на мощности, сут.	MCREB		OpenMC / ENDFB / VIII		MCREB – OpenMC
	K_{ef}	ρ , %ΔK/K	K_{ef}	ρ , %ΔK/K	%ΔK/K
0	1,08209	7,59	1,0822	7,60	0,01
1	1,05429	5,15	1,05337	5,07	0,09
2	1,04969	4,73	1,04659	4,45	0,30
3	1,04854	4,63	1,04473	4,28	0,36
33,3	1,03523	3,4	1,03799	3,66	0,27
99,99	1,01898	1,86	1,02391	2,34	0,48
166,7	1,00437	0,44	1,00936	0,93	0,50
250	0,98317	–1,71	0,98913	–1,10	0,61
333,3	0,96148	–4,01	0,96719	–3,39	0,59

выгорания топлива наблюдается постепенное увеличение различий, достигающее 0,5 – 0,6 %ΔK/K к концу кампании. Выявленные расхождения, по всей вероятности, обусловлены использованием различных библиотек ядерных данных.

В таблицах 5.1 – 5.3 представлены расчетные ядерные концентрации изотопов U-235, Pu-239 и Pu-240 в конце первой кампании. Расположение ячеек в таблицах соответствует геометрическому расположению ТВС в модели задачи. В таблице 5.1 приведены результаты, рассчитанные по программе MCREB, в табл. 5.2 – данные, полученные в коде OpenMC, а в табл. 5.3 показаны относительные отклонения (%Δ) между значениями концентраций, рассчитанных в этих двух кодах. В каждой ячейке таблиц первая строка соответствует концентрации изотопа U-235, вторая – Pu-239, третья – Pu-240.

Таблица 5

Ядерные концентрации ²³⁵U, ²³⁹Pu и ²⁴⁰Pu в конце первой кампании

N(z)	Таблица 5.1. MCREB			Таблица 5.2. OpenMC			Таблица 5.3. %Δ		
	1,89E-03	2,01E-03	2,21E-03	1,9163E-03	2,0372E-03	2,2251E-03	-1,55	-1,40	-0,77
	6,23E-05	5,58E-05	3,94E-05	6,0452E-05	5,5384E-05	3,9428E-05	2,89	0,69	-0,05
	7,50E-06	5,75E-06	2,88E-06	7,4528E-06	5,7495E-06	2,9152E-06	0,59	0,01	-1,12
	1,88E-03	2,00E-03	2,21E-03	1,8937E-03	2,0185E-03	2,2138E-03	-0,84	-0,82	-0,17
	5,78E-05	5,17E-05	3,62E-05	5,6371E-05	5,0473E-05	3,5491E-05	2,52	2,37	1,85
	6,96E-06	5,30E-06	2,59E-06	6,9436E-06	5,3128E-06	2,6413E-06	0,26	-0,17	-2,14
	2,14E-03	2,23E-03	2,36E-03	2,1439E-03	2,2374E-03	2,3582E-03	-0,32	-0,56	-0,05
	6,16E-05	5,42E-05	3,75E-05	5,9961E-05	5,2713E-05	3,6754E-05	2,58	2,69	2,02
	5,47E-06	4,14E-06	2,08E-06	5,4132E-06	4,1189E-06	2,1073E-06	1,07	0,49	-1,12
	1,92E-03	2,04E-03	2,23E-03	1,9272E-03	2,0493E-03	2,2315E-03	-0,58	-0,65	-0,07
	6,07E-05	5,43E-05	3,81E-05	5,9142E-05	5,2971E-05	3,7578E-05	2,60	2,41	1,34
	7,06E-06	5,40E-06	2,68E-06	7,0761E-06	5,4292E-06	2,7563E-06	-0,20	-0,54	-2,85
N(x)									

Наибольшее расхождение наблюдается для изотопа ²³⁹Pu в периферийных сборках, однако оно не превышает 2,9 %Δ. Для ²³⁵U расхождение не превышает 0,85 %Δ.

Заключение

Проведенные расчеты тестовых задач в коде OpenMC с использованием библиотек оцененных ядерных данных ENDF/B-VIII.0/HDF5 и ENDF/B-VII.1/HDF5, а также их сравнение с результатами программы MCNP с библиотекой ENDF/B-VII показали: для ВΟΥ-топлива расхождение по эффективному коэффициенту размножения не превышает 0,5 % ΔK/K (при использовании ENDF/B-VIII.0/HDF5); для НОУ-топлива – до 0,3 % ΔK/K при тех же условиях.

Наилучшее согласование с результатами MCNP/ENDF/B-VII достигается при использовании библиотеки ENDF/B-VII.1/HDF5, где отклонения составляют не более 0,22 % ΔK/K для ВΟΥ- и 0,26 % ΔK/K для НОУ-топлива.

Результаты расчета тестовой задачи с выгоранием топлива подтвердили хорошее совпадение вычислений по выбранным программам: расхождение между OpenMC и MCRCB в течение первой кампании не превышает 0,61 % $\Delta K/K$.

Основные различия в результатах объясняются различием в сечениях ядерных реакций в разных версиях библиотек, а также особенностями задания изотопного состава элементов (в частности, в OpenMC с использованием библиотек оцененных ядерных данных ENDF/B-VIII.0/HDF5 и ENDF/B-VII.1/HDF5 изотопы молибдена задаются индивидуально, тогда как в MCNP могут учитываться суммарно).

Кросс-верификация показала хорошую согласованность результатов OpenMC с результатами кода MCNP. Полученные данные подтверждают возможность применения OpenMC для расчетной поддержки исследовательского реактора ВВР-СМ в рамках конверсии на низкообогащенное уран-молибденовое топливо.

Литература

1. Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR) Program. U.S. Department of Energy, National Nuclear Security Administration, Argonne National Laboratory, USA. URL: <https://rertr.nse.anl.gov/> (дата обращения 20.10.2025).
2. Newton T.H. Jr., Wilson E.H., Bergeron A., Horelik N., Stevens J.G. Neutronic analyses for HEU to LEU fuel conversion of the Massachusetts Institute of Technology MITR reactor. Argonne National Laboratory, MIT Nuclear Reactor Laboratory Publ., 2010, 33 p.
3. Jamison L., Kim Y., Hofman G., Shehee T., Karay N. Research and Test Reactor Fuels. U.S. Department of Energy, National Nuclear Security Administration, Office of Conversion, Material Management and Minimization Program Publ., 2022, 92p.
4. Fernandes A.C., Santos J.P., Marques J.G., Kling A., Ramos A.R., Barradas N.P. Validation of the Monte Carlo model supporting core conversion of the Portuguese Research Reactor for neutron fluence rate determinations. *Annals of Nuclear Energy*. 2010;37(9):1139–1145. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2010.05.004>
5. Holmström S., Baumeister B., Wight J. Qualification of advanced LEU fuels for high-power research reactor conversion designs. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*. 2025;11:18. DOI: <https://doi.org/10.1051/epjn/2025012>
6. Kim Y.S., Hofman G.L. Improved performance of U–Mo dispersion fuel by Si addition in Al matrix. Argonne National Laboratory Publ., 2011, 104 p.
7. Cherepnin Yu.S., Pulnits A.A., Kravtsova O.A., Simonidi A.R., Chizhova E.S., Larionov I.A., Logvenchev S.I. Development of FA with High-Density Fuel for Foreign Research Nuclear Reactors of Russian Design. *Atomic Energy*. 2021;129:234–236. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00740-9>
8. Daydas S., Tiftikci A. Neutronic examination of the U–Mo accident tolerant fuel for VVER-1200 reactors. *Nuclear Engineering and Technology*. 2024;56(7):2625–2632. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2024.02.021>
9. Savva P., Varvayanni M., Fernandes A.C., Marques J.G., Catsaros N. Comparing neutronics codes performance in analyzing a fresh-fuelled research reactor core. *Annals of Nuclear Energy*. 2014;63:731–741. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.08.036>
10. Ивахин С.В., Радаев А.И., Тихомиров Г.В., Щуровская М.В. Расчетное моделирование выгорания топлива исследовательского реактора ИРТ при анализе конверсии на низкообогащенное урановое топливо. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2012;3:49–59. URL: <https://nuclear-power-engineering.ru/article/2012/03/11/> (дата обращения 26.08.2026).

11. Research Reactor Benchmarking Database: Facility Specification and Experimental Data. IAEA Technical Reports Series No. 480. Vienna, International Atomic Energy Agency Publ., 2022, 489 p., ISBN 978-92-0-134822-4.
12. Research reactor core conversion from the use of highly enriched uranium to the use of low enriched uranium fuels. Vienna, International Atomic Energy Agency Publ., 1980, 710 p.
13. Alferov V.P., Radaev A.I., Shchurovskaya M.V., Tikhomirov G.V., Hanan N.A., van Heerden F.A. Comparative validation of Monte Carlo codes for the conversion of a research reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 2015;77:273–280. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.11.032>
14. Зизин М.Н. Тестовые нейтронно-физические расчеты ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1980, 88 с.
15. Ивахин С.В., Радаев А.И., Тихомиров Г.В., Щуровская М.В. Тестовые задачи для реактора типа ИРТ с низкообогащенным уран-молибденовым топливом. Препринт. М.: Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 2013, 91 с.
16. Ивахин С.В., Тихомиров Г.В., Щуровская М.В., Радаев А.И. Разработка тестовых задач активной зоны исследовательского реактора ИРТ для нейтронно-физических расчетов. Сборник научных трудов НИЯУ МИФИ. М., 2012, с. 102–108.
17. OpenMC User's Guide. URL: <https://docs.openmc.org/en/stable/usersguide/index.html/> (дата обращения 10.10.2025).
18. Guo H., Huo X., Feng K., Gu H. Verification of OpenMC for fast reactor physics analysis with China experimental fast reactor start-up tests. *Nuclear Engineering and Technology*. 2022;54(10):3897–3908. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2022.05.021>
19. Плотников Д.А., Романенко В.И., Соловьев Д.А., Зимин В.Г., Молев И.А., Кудратов В.Н., Ивахин С.В., Джарум Б. Применение кода OpenMC для бенчмарка ВВЭР-1000 со смешанной загрузкой уранового и МОКС-топлива. *Глобальная ядерная безопасность*. 2025;15(3):26–35. DOI: <https://doi.org/10.26583/gns-2025-03-03>
20. Albugami A.O., Alomari A.S., Almarshad A.I. Modeling and simulation of VERA core physics benchmark using OpenMC code. *Nuclear Engineering and Technology*. 2023;55(12):3388–3400. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2023.05.036>

Поступила в редакцию 05.12.2025

После доработки 26.08.2026

Принята к опубликованию 10.09.2026

Авторы

Умаров Шохмирзо Бахром угли, аспирант,

E-mail: shumarov@uzatom.uz

Тихомиров Георгий Валентинович, зам. директора ИЯФиТ, профессор, д.ф.-м.н.,

E-mail: gvtikhomirov@mephi.ru

UDC 621.039.52

Cross-Verification of the OpenMC Code Based on Benchmark Problems for High- and Low-Enriched Core with IRT-3M Type Fuel Assemblies**Umarov Sh.B., Tikhomirov G.V.**

MEPhI,

31 Kashirskoe Sh., 115409 Moscow, Russia

Abstract

A cross-verification of the OpenMC code was performed to assess its applicability for neutronic analysis and computational support of the WWR-SM research reactor under going conversion to high-density uranium–molybdenum fuel. Due to the absence of experimental data for advanced fuel types currently under development, the verification was carried out using specially designed test problems representing simplified yet representative core configurations with IRT-3M fuel assemblies used in the WWR-SM reactor. OpenMC calculations employing the ENDF/B-VIII.0 and ENDF/B-VII.1 evaluated nuclear data libraries were compared against MCNP/ENDF/B-VII results taken as reference. The study presents comparative evaluations of the effective neutron multiplication factor, integral reaction rates, and fuel depletion parameters, along with explanations of the primary sources of discrepancies between the codes. Based on the conducted cross-verification, the applicability of OpenMC for computational support of the WWR-SM research reactor during its conversion to high-density uranium–molybdenum fuel has been substantiated.

Keywords: IRT-3M, OpenMC, cross-verification, neutron multiplication coefficient, fuel burnout, research reactor, WWR-SM.

For citation: Umarov Sh.B., Tikhomirov G.V. Cross-Verification of the OpenMC Code Based on Benchmark Problems for High- and Low-Enriched Core with IRT-3M Type Fuel Assemblies. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;3:196–206. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.3.14> (in Russian).

References

1. Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR) Program. U.S. Department of Energy, National Nuclear Security Administration, Argonne National Laboratory. URL: <https://rertr.nse.anl.gov/> (accessed Nov. 23, 2025).
2. Newton T.H. Jr., Wilson E.H., Bergeron A., Horelik N., Stevens J.G. Neutronic analyses for HEU to LEU fuel conversion of the Massachusetts Institute of Technology MITR reactor. Argonne National Laboratory, MIT Nuclear Reactor Laboratory Publ., 2010, 33 p.
3. Jamison L., Kim Y., Hofman G., Shehee T., Karay N. Research and Test Reactor Fuels. U.S. Department of Energy, National Nuclear Security Administration, Office of Conversion, Material Management and Minimization Program Publ., 2022, 92p.
4. Fernandes A.C., Santos J.P., Marques J.G., Kling A., Ramos A.R., Barradas N.P. Validation of the Monte Carlo model supporting core conversion of the Portuguese Research Reactor for neutron fluence rate determinations. *Annals of Nuclear Energy*. 2010;37(9):1139–1145. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2010.05.004>
5. Holmström S., Baumeister B., Wight J. Qualification of advanced LEU fuels for high-power research reactor conversion designs. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*. 2025;11:18. DOI: <https://doi.org/10.1051/epjn/2025012>
6. Kim Y.S., Hofman G.L. Improved performance of U–Mo dispersion fuel by Si addition in Al matrix. Argonne National Laboratory Publ., 2011, 104 p.

7. Cherepnin Yu.S., Pulinets A.A., Kravtsova O.A., Simonidi A.R., Chizhova E.S., Larionov I.A., Logvenchev S.I. Development of FA with High-Density Fuel for Foreign Research Nuclear Reactors of Russian Design. *Atomic Energy*. 2021;129:234–236. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00740-9>
8. Daydas S., Tiftikci A. Neutronic examination of the U–Mo accident tolerant fuel for VVER-1200 reactors. *Nuclear Engineering and Technology*. 2024;56(7):2625–2632. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2024.02.021>
9. Savva P., Varvayanni M., Fernandes A.C., Marques J.G., Catsaros N. Comparing neutronics codes performance in analyzing a fresh-fuelled research reactor core. *Annals of Nuclear Energy*. 2014;63:731–741. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.08.036>
10. Ivakhin S.V., Radaev A.I., Tikhomirov G.V., Shchurovskaya M.V. Fuel burnup calculations of an IRT research reactor for conversion to LEU. *Izvestia vuzov. Yadernaya Energetika*. 2012;3:49–59. URL: <https://nuclear-power-engineering.ru/article/2012/03/11/> (accessed Aug. 26, 2026) (in Russian).
11. Research Reactor Benchmarking Database: Facility Specification and Experimental Data. IAEA Technical Reports Series No. 480. Vienna, International Atomic Energy Agency Publ., 2022, 489 p., ISBN 978-92-0-134822-4.
12. Research reactor core conversion from the use of highly enriched uranium to the use of low enriched uranium fuels. Vienna, International Atomic Energy Agency Publ., 1980, 710 p.
13. Alferov V.P., Radaev A.I., Shchurovskaya M.V., Tikhomirov G.V., Hanan N.A., van Heerden F.A. Comparative validation of Monte Carlo codes for the conversion of a research reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 2015;77:273–280. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.11.032>
14. Zizin M.N. Test neutron-physical calculations of nuclear reactors. Moscow, Atomizdat Publ., 1980, 88 p. (in Russian).
15. Ivakhin S.V., Radaev A.I., Tikhomirov G.V., Shchurovskaya M.V. Test problems for an IRT-type reactor with LEU U–Mo fuel. Preprint. Moscow, MEPhI Publ., 2013, 91 p. (in Russian).
16. Ivakhin S.V., Tikhomirov G.V., Shchurovskaya M.V., Radaev A.I. Development of benchmark problems for IRT research reactor core neutronic calculations. Collection of Scientific Papers of MEPhI. Moscow, MEPhI Publ., 2012, pp. 102–108 (in Russian).
17. OpenMC User's Guide. URL: <https://docs.openmc.org/en/stable/usersguide/index.html> (accessed 10.10.2025).
18. Guo H., Huo X., Feng K., Gu H. Verification of OpenMC for fast reactor physics analysis with China experimental fast reactor start-up tests. *Nuclear Engineering and Technology*. 2022;54(10):3897–3908. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2022.05.021>
19. Plotnikov D.A., Romanenko V.I., Solov'yev D.A., Zimin V.G., Molev I.A., Kudratov V.N., Ivakhin S.V., Djarum B. Application of OpenMC to benchmark a VVER-1000 with mixed U/MOX core. *Global Nuclear Safety*. 2025;15(3):26–35. DOI: <https://doi.org/10.26583/gns-2025-03-03> (in Russian).
20. Albugami A.O., Alomari A.S., Almarshad A.I. Modeling and simulation of VERA core physics benchmark using OpenMC code. *Nuclear Engineering and Technology*. 2023;55(12):3388–3400. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2023.05.036>

Authors

Shokhmirzo B. Umarov, PhD student,

E-mail: shumarov@uzatom.uz

Georgiy V. Tikhomirov, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: gytikhomirov@mephi.ru