

УДК 621.039.52

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.12>
Оригинальная статья / Original paper

Методика разработки бенчмарков для нейтронно-физических расчетов характеристик реакторов Generation IV

Г.В. Тихомиров¹, М.Ю. Терновых¹, А.А. Рыжков¹, А.С. Герасимов²¹ НИЯУ МИФИ,

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

² НИЦ «Курчатовский институт»,

123182 Россия, г. Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1

Реферат. Представлен бенчмарк для нейтронно-физических расчетов характеристик быстрого реактора со свинцовым теплоносителем и смешанным нитридным уран-плутониевым топливом. Предложена методика разработки адаптированных тестовых задач для пополнения открытой базы данных нейтронно-физических бенчмарков с доступным полным описанием задачи. Формулировка бенчмарка основана на концептуальной расчетной модели без излишней детализации элементов конструкции, что снижает число ошибок при подготовке исходных данных. Описывается технология разработки бенчмарка с равновесным составом ядерного топлива с минимальным запасом реактивности на выгорание на основании существующих концепций дизайна реактора для расширения кросс-верификационной базы быстрых реакторов. Предлагаемая активная зона содержит топливо в трех подзонах с твэлами, имеющими различную высоту топливного столба. При этом обеспечиваются упрощение конструкции активной зоны, отрицательный пустотный эффект реактивности и эффективное выравнивание энерговыделения по ее радиусу. Такая тестовая задача в процедуре верификации и валидации расчетных кодов может быть полезна для начального этапа верификации и поиска ошибок программирования. Приводятся сравнительные результаты расчетов бенчмарка с данными ENDF/B-VII.1 и БНАБ-РФ, которые могут послужить первоначальным ориентиром для потенциальных пользователей тестовой задачи. Отмечаются образовательный аспект работы и перспектива создания системы вычислительных тестовых задач для инновационных реакторов на быстрых нейтронах.

Ключевые слова: бенчмарк, активная зона, ступенчатое распределение топлива, быстрый реактор, свинцовый теплоноситель.

Для цитирования: Тихомиров Г.В., Терновых М.Ю., Рыжков А.А., Герасимов А.С. Методика разработки бенчмарков для нейтронно-физических расчетов характеристик реакторов Generation IV. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2026;1:144–159. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.12>

© Тихомиров Г.В., Терновых М.Ю., Рыжков А.А., Герасимов А.С., 2026

Введение

В рамках новой технологической платформы ядерной энергетики на базе технологий замкнутого ядерного топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах основной целью технической безопасности в первую очередь является исключение тяжелых аварий на АЭС [1]. На стадии нейтронно-физических расчетов для реализации этой цели необходимо исключить тяжелые реактивностные аварии с разгоном на мгновенных нейтронах.

Исключение реактивностных аварий может быть достигнуто за счет [2]

- плотного топлива, позволяющего формировать активную зону с равновесным составом ядерного топлива с минимальным запасом реактивности на выгорание;
- малого отрицательного полного температурного эффекта реактивности.

Результатами разработки технологий естественной безопасности стали технический проект реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 и соответствующего энергоблока для сооружения и опытно-промышленной эксплуатации. Инновационные технические решения РУ БРЕСТ-ОД-300 будут использованы для разработки и сооружения РУ большой мощности со свинцовым теплоносителем БР-1200, которая войдет в состав промышленного энергокомплекса. Разработка БР-1200 уже идет, и к настоящему моменту получены значимые научно-технические результаты – на этапе эскизного проекта обоснована по результатам нейтронно-физических расчетов возможность поддержания запаса реактивности менее $\beta_{эфф}$.

Отечественные направления развития быстрых реакторов Generation IV в настоящее время имеют недостаточную базу нейтронно-физических тестовых задач, а имеющаяся база опирается, как правило, либо на задачи для оксидного топлива [3 – 5], либо на материалы, в которых отсутствует доступное полное описание задачи [6, 7]. Этому можно найти объяснения в защите коммерческих решений предлагаемых проектов и в требованиях нераспространения ядерных материалов, особенно актуальных для технологий замкнутого ядерного топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах.

В 1990 – 2000 гг. разработке международных бенчмарков уделялось большое внимание. Физико-энергетическим институтом (ФЭИ, Обнинск, Российская Федерация), было сделано предложение, в котором верхний торцевой бланкет активной зоны заменялся натриевой камерой, состоящей из оболочек, заполненных натрием. В этом случае повышенная аксиальная утечка нейтронов приводила к сильному отрицательному эффекту реактивности в случае образования пустот в камере, что компенсировало большую часть положительного пустотного эффекта реактивности натрия (ПЭР) в активной зоне. Этот метод снижения ПЭР принят в проекте реактора БН-800. В МАГАТЭ в 1994 г. было предложено сравнительное исследование тяжелой аварии на реакторе типа БН-800 с инновационной активной зоной, близкой к нулевому ПЭР [3]. Исходные данные были подготовлены российской стороной, исследование было разделено на шесть этапов, в нем приняли участие специалисты из Германии, Франции, Великобритании, Италии, Японии, Индии. Основные результаты исследования показывали следующее. Все коды предсказывали начало кипения, а это означало, что отрицательной обратной связи от натриевой камеры недостаточно для предотвращения начала кипения. Прогноз времени начала кипения по разным кодам совпал в пределах 14%. Обратная связь влияет на задержку начала кипения.

Суммарная реактивность отрицательна, что благоприятно сказывается на безопасности реактора. Результаты не очень чувствительны к неопределенностям основных физических параметров.

В 1999 г. под эгидой МАГАТЭ началось сравнительное исследование активной зоны реактора БН-600 с гибридным UOX/MOX-топливом с целью изучения различных ядерных данных и уровней аппроксимации при расчете связанных с безопасностью эффектов реактивности и их влияния на неопределенности в прогнозах анализа переходных процессов [4]. Исследования состояли из однородного эталонного теста RZ (этап 1), гомогенного эталонного теста Hex-Z (этап 2) и гетерогенного эталонного теста Hex-Z и выгорания (этап 3). На этапе 4 эталонного анализа, проведенного в период 2002-2003 гг., изучалась активная зона реактора БН-600, полностью загруженная МОКС-топливом с плутонием оружейного качества. Исходные данные были подготовлены ФЭИ, в исследовании приняли участие специалисты из разных стран. На этапах 1 – 4 особое внимание уделялось расчетам коэффициентов реактивности, связанных с безопасностью, и влиянию расчетных неопределенностей на моделирование переходных процессов. Этап 5 в 2005 г. подтвердил расчетную неопределенность коэффициентов реактивности и особенно эффекта реактивности натриевых пустот при расчетах экспериментов BFS-62-3A. Основные результаты исследования показали следующее. Для получения точных результатов необходимо использовать коды для решения уравнения переноса нейтронов. В этом случае для большинства участников результаты по критичности и эффектам реактивности, включая реактивность пустоты в натриевой камере, полученные с использованием их собственных исходных данных и кодов, согласовались с эквивалентными измеренными значениями в пределах диапазона неопределенностей. При этом отмечался существенный разброс между участниками для некоторых коэффициентов реактивности и распределений мощности.

Продолжением исследований (этап 6) стала модель БН-600 с МОКС-топливом, содержащим плутоний и МА, поступающие из отработавшего топлива легководных реакторов [5]. Рассматривались результаты по критичности, потере реактивности при выгорании и коэффициентам реактивности, результаты переходных анализов ULOF. Основные результаты исследования сводились к следующему. Значения критичности, коэффициентов реактивности, потери реактивности при выгорании и изменение состава топлива за счет выгорания качественно согласуются. Абсолютная величина постоянной Доплера топлива снижается примерно на 50% и более, заметно (по модулю) увеличивается коэффициент по плотности натрия, уменьшаются эффективная доля запаздывающих нейтронов и время жизни нейтронов. Наблюдаются большие расхождения по сравнению со случаем гибридной активной зоны между результатами, представленными разными участниками, в основном, из-за разных используемых ядерных данных. Неопределенности более значительны в случае активной зоны с топливом, содержащим МА.

В настоящей работе обсуждаются вопросы создания на площадке NEA OECD открытой базы данных нейтронно-физических тестовых задач в рамках концепций реакторов Generation IV. Перечисленные в [3 – 5] тестовые задачи могут служить образцами для создаваемой базы. Основой формирования базы должны стать следующие принципы. Тестовые задачи

- опираются на оригинальные идеи, которые не рассматриваются в других открытых тестовых задачах;

- идеологически предполагают решение задачи исключения реактивных аварий;
- используют только открытую информацию, в том числе патенты;
- имеют адаптированную формулировку.

Адаптированная формулировка предполагает, что тестовые задачи должны опираться на концептуальную расчетную модель без излишней детализации не влияющих на нейтронную физику элементов конструкции. Уменьшение объема данных в формулировке тестовых задач должно снижать число ошибок при разработке расчетных моделей для кодов и способствовать увеличению числа участников тестирования.

Методика разработки адаптированных тестовых задач

В качестве пилотной тестовой рассматривается задача, опирающаяся на идею [8, 9]. Активная зона реактора содержит три части – центральную, промежуточную и периферийную с одинаковыми ТВС в каждой из них, однако в разных частях ТВС содержат твэлы с различной высотой топливного столба при одинаковой оболочке. Радиальное распределение топлива по объему активной зоны имеет в продольном сечении ступенчатую форму. Предложенное ступенчатое распределение по своему влиянию на пустотный эффект сравнимо с уплощением центральной части активной зоны, что увеличивает утечку нейтронов и позволяет достичь для этой части отрицательного значения пустотного эффекта. Это в совокупности с влиянием бокового и торцевых отражателей, а также поглотителя нейтронов, установленного в верхней части твэлов, обеспечивает достижение отрицательного значения пустотного эффекта и для всего реактора.

Формирование пилотной тестовой задачи состояло из двух этапов:

- адаптация расчетной модели;
- подбор стартовой топливной загрузки.

Адаптированная расчетная модель создавалась на основе одной из тестовых задач, участвовавшей в независимом тестировании кодов нового поколения проекта «Прорыв» [10, 11]. Цель адаптации – уменьшение объема исходных данных модели. Такая тестовая задача в процедуре верификации и валидации расчетных кодов может быть полезна для начального этапа верификации и поиска ошибок программирования. Визуальное представление прототипа и тестовой расчетной модели представлено на рис. 1.

В предложенной расчетной модели ключевыми упрощениями стали отказ от детального описания органов регулирования, полностью выведенных из активной зоны, и унификация сборок в подзонах. Критериями соответствия тестовой расчетной модели прототипу являлось в первую очередь сохранение для стартовой загрузки коэффициента размножения и массы делящихся материалов в реакторе:

$$k \approx k^{\text{прототип}},$$

$$M_{\text{т.а.}} \approx M_{\text{т.а.}}^{\text{прототип}}.$$

Также требованиями к сделанной адаптации являются минимальное влияние на значения коэффициентов реактивности и изменение при выгорании. Сравнение

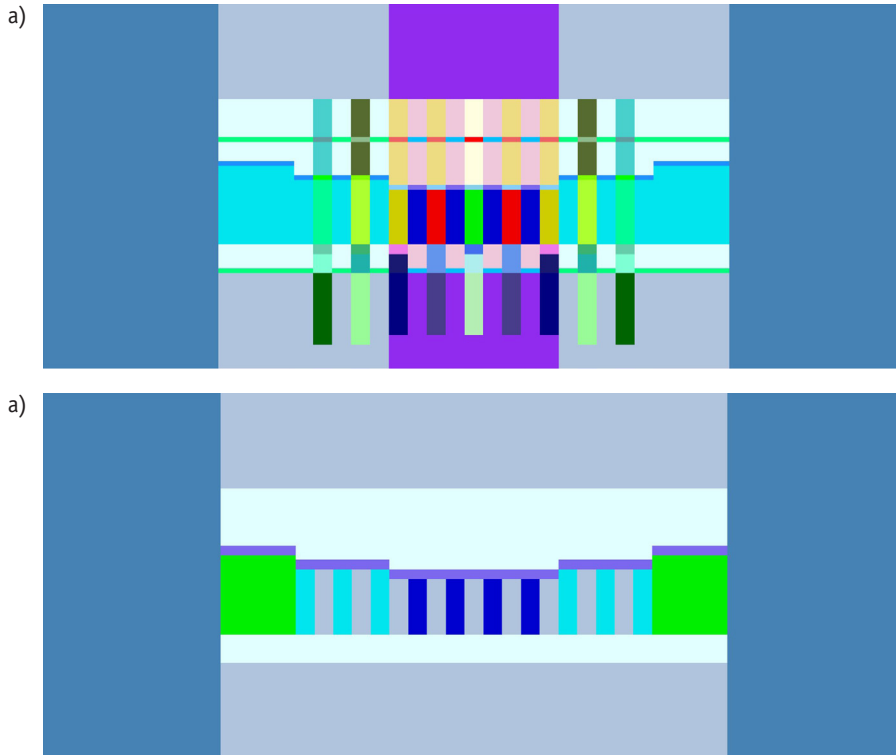


Рис. 1. Продольные разрезы а) модели прототипа и б) тестовой расчетной модели

характеристик расчетных моделей представлено в табл. 1. Число свежих топливных составов в модели указано для задачи расчета энерговыделения в подзонах активной зоны с разной высотой топливной части твэлов. Заметим, что при расширении круга рассчитываемых функционалов на режим перегрузок это число резко возрастает.

Вторым этапом формирования пилотной тестовой задачи являлся подбор стартовой топливной загрузки реактора, работающего в режиме самообеспечения топливом. Загрузка должна обеспечить формирование активной зоны с равновесным составом ядерного топлива с минимальным запасом реактивности на выгорание. В работе [12] на модели реактора БН-1200 показано, что состав плутония в течение первой кампании меняется относительно быстро, затем приходит в полное равновесие за достаточно длительный период. Наиболее важными с точки зрения нужного запаса реактивности являются несколько первых циклов облучения. Поэтому понятия «равновесная активная зона» и «равновесное топливо» предлагается разделить. Равновесная активная зона – это активная зона, в которой изменения реактивности

Таблица 1

Характеристики расчетных моделей

Характеристики	прототипа	тестовой
Число типов ТВС со свежим топливом	8	3
Число типов нетопливных сборок	4	4
Число составов в модели	70	7
Число свежих топливных составов в модели	12	3

в процессе кампании и выгорания топлива не превышают $\beta_{эфф}$. Равновесное топливо – это состав топливной композиции, в первую очередь изотопного состава плутония, который формируется в процессе многократного рециклирования после переработки топлива, работающего в равновесной активной зоне несколько десятков лет. В тестовой задаче выполняются условия

- сохранения критичности реактора при выгорании

$$k(t) > 1,$$

- равновесной активной зоны

$$|k(0) - k(t)| < \beta,$$

- режима самообеспечения топливом

$$\Delta m_{Pu} \geq 0, \quad (1)$$

- равновесного топлива

$$\rho_{Pu}^{In} \approx \rho_{Pu}^{Out}. \quad (2)$$

Сценарии изменения реактивности реактора между перегрузками для тестовых задач представлены на рис. 2.

Состав стартовой топливной загрузки должен совпадать с равновесным топливом. Разрабатываемая система тестовых задач предполагает возможность анализировать различные сценарии работы реактора и формирования равновесного топлива. В расчет входят характеристики равновесного топлива: плотность топлива, доля топлива в ТВС, доля плутония в топливе, доля МА в топливе (в пилотном варианте не

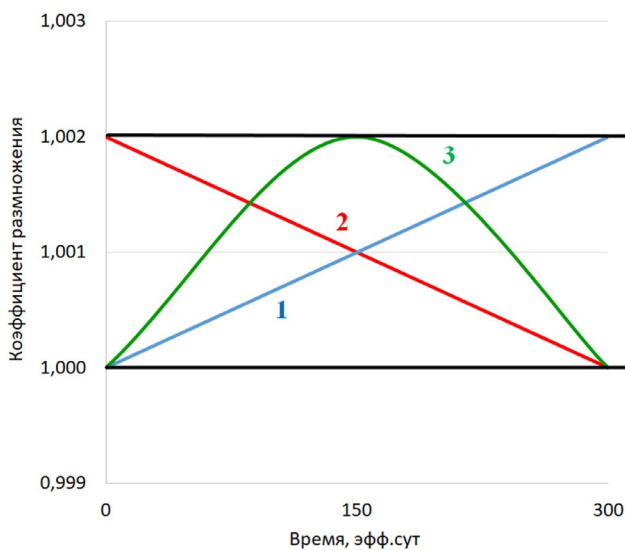


Рис. 2. «Идеальные» сценарии изменения реактивности реактора с равновесной активной зоной

обсуждается). В тестовой задаче использован состав, полученный итерационным моделированием выгорания топлива без учета перегрузок и удовлетворяющий условиям (1) и (2). Результаты моделирования критичности реактора при выгорании без учета перегрузок при изменении доли топлива в ТВС представлены на рис. 3, при изменении доли плутония в топливе – на рис. 4.

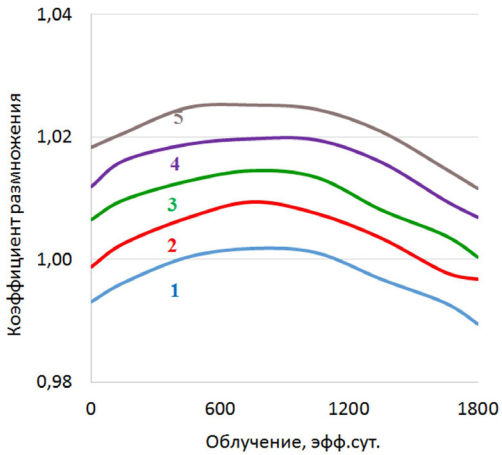


Рис. 3. k при выгорании без учета перегрузок при относительном изменении доли топлива в ТВС: 1 – 0,95; 2 – 0,975; 3 – 1; 4 – 1,025; 5 – 1,05

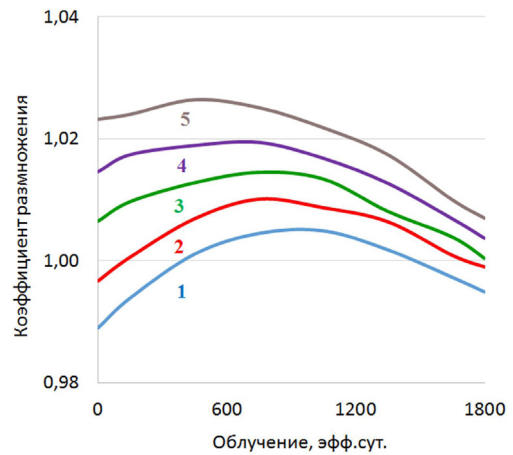


Рис. 4. k при выгорании без учета перегрузок при изменении доли плутония в топливе: 1 – 13,0%; 2 – 13,2%; 3 – 13,4%; 4 – 13,6%; 5 – 13,8%

На основании изменения k при выгорании без учета перегрузок можно оценить изменение реактивности в процессе микрокампании с учетом наличия ТВС, облучаемых разное число микрокампаний, при этом можно использовать соотношение

$$k_{\text{реал}}(t) = \frac{1}{M} \sum_{m=1}^M k(t + (m-1)T),$$

где M – число микрокампаний топлива; T – продолжительность микрокампании, эфф. сут. Результаты такой оценки представлены на рис. 5.

Подобный ход кривых на рис. 3 позволяет предположить, что при реальном моделировании активной зоны возможно обеспечить критичность реактора в начале микрокампании за счет изменения доли топлива в ТВС без изменения формы кривой на рис. 5.

Полученные результаты соответствуют сформулированным требованиям к равновесной активной зоне, и представленная тестовая задача предлагается для расчетов по различным кодам и библиотекам констант. Тестовая задача, представляемая в этой работе, в дальнейшем может быть дополнена набором функционалов облученного топлива и результатами их расчетов.

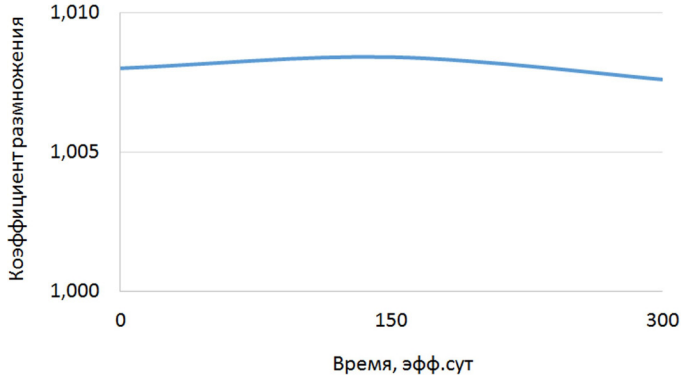


Рис. 5. Прогнозируемое изменение k реактора по микрокампании с учетом перегрузок

Формулировка тестовой задачи

В пилотной тестовой задаче модели реактора активная зона сформирована тепло-выделяющими сборками трех типов, расположенными в центральной, промежуточной и периферийной подзонах, с твэлами, имеющими различную высоту топливного столба – 60, 70 и 85 см соответственно. При этом твэлы в подзонах имеют одинаковые топливо, оболочку и шаг решетки. Модель реактора состоит из сборок нескольких типов, которые в аксиальном направлении разбиты на гомогенные физические зоны. Картограмма активной зоны тестовой задачи представлена на рис. 6. Активная зона окружена одиннадцатью слоями ТВС 4 (1156-ю сборками отражателя).

Центральная подзона активной зоны содержит 72 топливных сборки ТВС 1 и 13 сборок ТВС 5 для рабочих органов СУЗ. Промежуточная подзона содержит 186 топливных сборок ТВС 2 и 54 сборки ТВС 6 для рабочих органов СУЗ. Периферийная подзона содержит 222 топливных сборки ТВС 3. Все сборки имеют размер под ключ 19,9 см и высоту 400 см. Материальные составы и высоты вертикальных

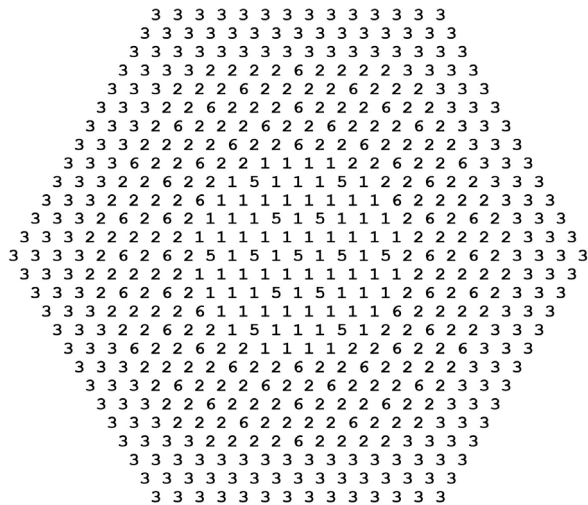


Рис. 6. Картограмма активной зоны тестовой задачи

участков ТВС типов 1, 2, 3, 4, 5, 6 представлены на рис. 7. Композиции нуклидов для этих материальных составов даны в табл. 2. При проведении нейтронно-физических расчетов для композиций, содержащих топливо, температура принята равной 1200 К, для композиций, не содержащих топливо, температура принята равной 900 К.

а) ТВС 1 и 5					
115 MAT 6	30 MAT 8	60 MAT 1 / 5	10 MAT 7	85 MAT 8	100 MAT 6
б) ТВС 2 и 6					
115 MAT 6	30 MAT 8	70 MAT 2 / 5	10 MAT 7	75 MAT 8	100 MAT 6
в) ТВС 3					
115 MAT 6	30 MAT 8	85 MAT 3	10 MAT 7	60 MAT 8	100 MAT 6
г) ТВС 4					
			400 MAT 4		
<i>нижняя часть ТВС</i>				<i>верхняя часть ТВС</i>	

Рис. 7. Материальные составы и высоты вертикальных участков ТВС, см: а) центральной; б) промежуточной; в) периферийной подзон активной зоны; г) отражателя

Для получения характеристик облученных ТВС рассматриваются следующие характеристики работы реактора в режиме без перегрузок: тепловая мощность реактора 3440 МВт (в среднем 55,55 кВт с 1 кг т.а.), время работы реактора 1800 эфф. сут.

Функционалы результатов расчетов

Для сравнительного анализа предлагаются следующие функционалы расчетной модели со стартовой композицией топлива:

- коэффициент размножения реактора со стартовой композицией топлива k ;
- плотностной коэффициент по топливу (при уменьшении плотности топлива на 1% во всех зонах),

$$W_{fuel} = (dk/d\rho_{fuel})(\rho_{fuel}/k^2), \quad \Delta\rho_{fuel} = -0,01\rho_{fuel};$$

- пустотный коэффициент (при уменьшении плотности теплоносителя на 99% в соответствующей зоне):

$$W_{Na}^{empty} = (dk/d\rho_{Na})(\rho_{Na}/k^2), \quad \Delta\rho_{Na} = -0,99\rho_{Na};$$

- постоянная Доплера на топливе ($T_{fuel1} = 1200$ К):

$$K_D = \frac{\Delta K}{\ln(T_{fuel2}/T_{fuel1})}, \quad \Delta K = 1/k(T_{fuel1}) - 1/k(T_{fuel2}).$$

Таблица 2

Ядерные концентрации нуклидов для материальных составов, 10^{-24} см^{-3}

МАТ 1, 2, 3 (Топливная часть ТВС подзон А3)		МАТ 4, отражатель		МАТ 7 (Конструкционный элемент 1 ТВС)	
^{234}U	5,0–7 ^{*)}	Fe	1,056–2	Fe	4,066–2
^{235}U	1,1–5	Cr	1,480–3	Cr	5,702–3
^{236}U	7,0–7	Si	2,9–4	Si	1,104–3
^{238}U	1,091–2	C	9,3–5	C	3,6–4
^{238}Pu	6,0–6	Mn	8,3–5	Mn	3,2–4
^{239}Pu	1,065–3	Ni	7,8–5	Ni	3,0–4
^{240}Pu	5,1–4	Mo	5,5–5	Mo	2,1–4
^{241}Pu	5,7–5	V	4,8–5	V	1,9–4
^{242}Pu	3,5–5	W	2,5–5	W	9,5–5
N	1,26–2	Nb	2,3–5	Nb	8,7–5
Fe	1,104–2	Ce	5,0–6	Ce	1,9–5
Cr	1,548–3	Pb	2,60–2	Pb	1,226–2
Si	3,0–4	МАТ 5 Свинец в ТВС с РО		МАТ 8 (Конструкционный элемент 2 ТВС)	
C	9,7–5	Pb	1,53–2	Fe	1,104–2
Mn	8,7–5	МАТ 6, свинец		Cr	1,548–3
Ni	8,1–5	Pb	3,06–2	Si	3,0–4
Mo	5,7–5				
V	5,0–5				
W	2,6–5				
Nb	2,4–5				
Ce	5,2–6				
Pb	1,226–2				
^{*)} 5,0–7 означает 5,0·10 ⁻⁷					

Функционалы расчетной модели с учетом выгорания:

- коэффициент размножения реактора k со стартовой композицией топлива и при среднем выгорании топлива 50 и 100 МВт-сут/кг т.а.;
- относительное среднее энерговыделение в ТВС по подзонам;
- изменение нуклидного состава в облученных ТВС по подзонам в г на 1 кг т.а. в свежем топливе для среднего по реактору выгорания 100 МВт-сут/кг т.а.

Результаты расчетов

На данном этапе разработки бенчмарка для сравнительного анализа получены результаты расчетов с использованием последовательностей SCALE с модулем KENO-VI для следующих библиотек констант:

- B7 CE с непрерывными (поточечными) сечениями из ENDF/B-VII.1;
- B7-252 с 252-групповыми сечениями из ENDF/B-VII.1;
- 299 гр с 299-групповыми сечениями БНАБ-РФ, подготовленными CONSYST-RF;
- 28 гр со свернутыми 28-групповыми сечениями БНАБ-РФ.

В таблице 3 приведены коэффициенты размножения для различных значений среднего выгорания топлива, в табл. 4 – плотностные коэффициенты по топливу, в табл. 5 – пустотный коэффициент. Относительные отклонения результатов приведены по отношению к расчетам с B7 CE.

Таблица 3

Коэффициент размножения k

Выгорание, МВт·сут/кг т.а.	k				Отн. отклонение, %		
	B7 CE	B7-252	299 гр	28 гр	B7-252	299 гр	28 гр
0	1,0000	0,9997	0,9992	0,9986	-0,03	-0,08	-0,14
50	1,0104	1,0123	1,0129	1,0143	0,2	0,3	0,4
100	0,9984	0,9994	1,0014	1,0023	0,1	0,3	0,4

Таблица 4

Плотностной коэффициент по топливу W_{fuel}

W_{fuel} pcm		Отн. отклонение	
28 гр	B7-252	299 гр	28 гр
-172	-17	-14	-17

Таблица 5

Пустотный коэффициент W_{Na}^{empty}

Опущошаемая подзона	W_{Na}^{empty} , pcm				Отн. отклонение		
	B7 CE	B7-252	299 гр	28 гр	B7-252	299 гр	28 гр
1	-795	-726	-741	-732	-9	-7	-8
2	-1691	-1622	-1702	-1678	-4	1	-1
3	-976	-987	-1052	-1038	1	8	6
1+2+3	-2959	-2861	-3027	-2992	-3	2	1
Весь реактор	10110	9601	10971	11843	-5	9	17

Результаты расчетов постоянной Дольера K_D для различных диапазонов температур приведены в табл. 6. Статистическая погрешность расчета k составляет $1 \cdot 10^{-5}$ (для доверительного интервала 68 %). Максимальное отличие между значениями K_D

Таблица 6

Постоянная Допера K_D для различных температур

Температура, К	K_D , pcm				Отн. отклонение, %		
	B7 CE	B7-252	299 гр	28 гр	B7-252	299 гр	28 гр
900	-972	-923	-914	-899	-5	-6	-8
1500	-846	-917	-899	-865	8	6	2
2100	-778	-857	-859	-852	10	10	9

по библиотекам ENDF/B-VII.1 и БНАБ-РФ составляет 8%. При этом различие между значениями k для всех диапазонов температур не превышает 0,1%.

В таблице 7 приведены относительные средние энерговыделения в ТВС по подзонам активной зоны для различных значений среднего выгорания топлива по реактору, полученные расчетом с 252-групповыми сечениями из ENDF/B-VII.1. Отметим, во-первых, что средние по объему топливной части ТВС энерговыделения различаются более чем на 20 %. Во-вторых, происходит перераспределение энерговыделения при облучении, следовательно, предлагаемая тестовая модель предлагает возможности для модификации с учетом реального сценария перегрузок.

Таблица 7

Относительное среднее энерговыделение в ТВС по подзонам

Подзона	Выгорание, МВт-сут/кг т.а.		
	0	50	100
1	0,90	0,91	0,86
2	1,07	1,07	1,05
3	0,98	0,97	1,01

Для среднего по реактору выгорания 100 МВт-сут/кг т.а. изменение нуклидного состава в облученных ТВС в свежем топливе представлено в табл. 8.

Заключение

Предлагаемая для рассмотрения активная зона должна стать основой системы тестовых задач. Важность вычислительных тестовых задач (наряду с экспериментальными) для инновационных реакторов на быстрых нейтронах хорошо осознается специалистами. В случае отсутствия работающего прототипа реактора большие усилия должны быть направлены на создание тестовых задач и получение прецизионных решений, что отмечается в большом количестве публикаций. Предлагаемая система тестовых задач является реалистичной моделью для ожидаемого поведения рассматриваемых реакторов, хотя и использует несколько адаптированные по сравнению с проектными модели и данные. Они являются представительными для оценки методической точности расчетных программ, влияния ядерных данных [13, 14], технологических и эксплуатационных неопределенностей [15] на безопасность работы инновационных ядерных реакторных установок.

Таблица 8

Изменение нуклидного состава в облученных ТВС, г/кг т.а.

Нуклид	Подзона 1	Подзона 2	Подзона 3
²³⁴ U	0,012	0,012	0,014
²³⁵ U	-0,584	-0,591	-0,503
²³⁶ U	0,136	0,136	0,126
²³⁸ U	-122,6	-125,4	-96,6
²³⁸ Pu	0,043	0,044	0,016
²³⁹ Pu	4,032	3,949	4,348
²⁴⁰ Pu	2,587	2,509	1,775
²⁴¹ Pu	0,356	0,345	0,043
²⁴² Pu	0,097	0,100	0,040
²³⁷ Np	0,393	0,395	0,356
²⁴¹ Am	1,569	1,555	1,550
^{242m} Am	0,035	0,035	0,031
²⁴³ Am	0,408	0,408	0,337
²⁴² Cm	0,001	0,001	0,001
²⁴³ Cm	0,005	0,006	0,004
²⁴⁴ Cm	0,133	0,135	0,086
Сумма	-113,4	-116,4	-88,4

Кроме сказанного тестовые задачи имеют неоценимый образовательный аспект. Их использование в обучении позволяет глубже изучить важные понятия современных вычислительных методов – погрешность аппроксимации, сходимость решения и другие, освоить их на практике.

Литература

1. Адамов Е.О., Иванов В.К., Мочалов Ю.С. и др. К вопросу о различных подходах к национальной стратегии развития ядерной энергетики. *Атомная энергия*. 2022;132(3):131–141. EDN WGBPZH. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5164> (дата обращения 09.09.2025).

2. Слесарев И.С., Адамов Е.О., Леонов В.Н., Рачков В.И., Орлов А.И. Основные положения естественной безопасности ЯЭУ пятого поколения. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2021;1:122–132. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2021.1.11>

3. Transient and accident analysis of a BN-800 type LMFR with near zero void effect, IAEA-TECDOC-1139, 2000. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1139_prn.pdf (дата обращения 09.09.2025).

4. BN-600 Hybrid Core Benchmark Analysis, IAEA-TECDOC-1623, 2010. URL: www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1623_web.pdf (дата обращения 09.09.2025).

5. BN-600 MOX Core Benchmark Analysis, IAEA-TECDOC-1700, 2013. URL: www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1700_web.pdf (дата обращения 09.09.2025).

6. Белов С.Б., Киселев А.В., Марова Е.В. и др. Результаты верификации программ расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора типа БН-1200. *Вопросы*

атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2014;4:66–76. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=22905474> (дата обращения 09.09.2025).

7. Березнев В.П., Колташев Д.А., Шурыгин Р.Е. Кросс-верификация нейтронно-физических кодов CORNER и MCU-FR на моделях перспективных реакторов на быстрых нейтронах. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2023;1:132–143. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.1.11>

8. Леонов В.Н., Лопаткин А.В., Родина Е.А., Чернобровкин Ю.В. Активная зона реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем, твэл и тепловыделяющая сборка для ее создания. Патент РФ № 2549829 С1, МПК G21С 1/00. № 2014103266/07, заявл. 31.01.2014, опубл. 27.04.2015. EDN KNJXYK.

9. Леонов В.Н., Лопаткин А.В., Родина Е.А., Чернобровкин Ю.В. Активная зона, твэл и тепло-выделяющая сборка реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем. Патент РФ № 2549371 С1, МПК G21С 3/32. № 2014103268/07, заявл. 31.01.2014, опубл. 27.04.2015. EDN HHHNXX.

10. Tikhomirov G., Ternovykh M., Khomyakov Y., Suslov I. Independent Testing of New Generation Codes of the «Proryv» Project. *Nuclear Engineering and Design*. 2021;384:111497. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111497>

11. Ternovykh M.Y., Bogdanova E.V. Testing the multigroup, group and subgroup options of the CONSYST/ABBN-RF system on criticality calculations of fast reactor models with MNUP fuel. *Journal of Physics: Conference Series*. 2020;1689:012059. DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1689/1/012059>

12. Ternovykh M., Tikhomirov G., Khomyakov Y., Suslov I. Determination of equilibrium fuel composition for fast reactor in closed fuel cycle. *EPJ Web of Conferences*. 2017;153:07034. DOI: <https://doi.org/10.1051/epjconf/201715307034>

13. Ryzhkov A.A., Tikhomirov G.V., Ternovykh M.Yu. A review of the current nuclear data performance assessments in advanced nuclear reactor systems. *Annals of Nuclear Energy*. 2025;212:110806. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110806>

14. Chereshevskiy D.G., Ternovykh M.Yu., Tikhomirov G.V., Ryzhkov A.A. Nuclear data uncertainty on generation IV fast reactors criticality calculations analysis comparison. *Nuclear Energy and Technology*. 2023;9:157–162. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.9.111919>

15. Рыжков А.А., Тихомиров Г.В., Терновых М.Ю., Герасимов А.С. Оценка технологических неопределенностей с использованием чувствительности к ядерным данным. *Атомная энергия*. 2023;135(3–4):162–165. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5342> (дата обращения 09.09.2025).

Поступила в редакцию 20.10.2025

После доработки 10.03.2026

Принята к опубликованию 20.03.2026

Авторы

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

E-mail: gvtikhomirov@mephi.ru

Терновых Михаил Юрьевич, старший преподаватель,

E-mail: myternovykh@mephi.ru

Рыжков Александр Александрович, аспирант,

E-mail: aaryzhkov@mephi.ru

Герасимов Александр Семенович, главный научный сотрудник, д.т.н.,

E-mail: geras-alexander@yandex.ru

UDC 621.039.52

Methodology for Developing Benchmarks for Neutronic Calculations of Generation IV Reactor Characteristics

Tikhomirov G.V.¹, Ternovykh M.Yu.¹, Ryzhkov A.A.¹, Gerasimov A.S.²¹MEPhI,

31 Kashirskoe Sh., 115409 Moscow, Russia

²NRC "Kurchatov Institute",

1 Kurchatov Sq., 123182 Moscow, Russia

Abstract

A benchmark for neutron transport simulations of fast reactors with lead coolant and mixed-nitride uranium-plutonium fuel is presented. An approach for developing adapted test problems is proposed for extending an open database of neutron transport simulation test problems with a simple and full description to widen a potential audience. The formulation of the benchmark is based on a conceptual computational model with no excessive detailing of design elements, which reduces the number of potential errors in the preparation of initial data and the model description in the tool. In addition, a methodology for developing a test problem with an equilibrium composition of nuclear fuel with a minimal reactivity margin for burnup based on existing fast reactor design concepts is described to expand the cross-verification base of fast reactors. The proposed core contains fuel in three subzones with fuel rods having different fuel column heights. This ensures a simplified core design, a negative void effect of reactivity, and effective flattening of the energy deposition distribution along the core radius. The benchmark may also be of use in an initial verification of neutron transport simulation tools for finding the errors related to the methods implemented in the tool. Comparative results of the benchmark calculations with the ENDF/B-VII.1-based data of SCALE 6.2 and the BNAB-RF data are presented, providing a reference point for the potential audience of the benchmark problem. Besides, the work highlights an educational purpose of the problem and prospects of creating a system of computational benchmarks for innovative fast nuclear reactors included in the Generation IV list.

Keywords: benchmark, reactor core, stepped fuel distribution, fast reactor, lead coolant.

For citation: Tikhomirov G.V., Ternovykh M.Yu., Ryzhkov A.A., Gerasimov A.S. Methodology for Developing Benchmarks for Neutronic Calculations of Generation IV Reactor Characteristics. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;1:144–159. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.12> (in Russian).

References

1. Adamov E.O., Ivanov V.K., Mochalov Yu.S., Rachkov V.I., Shadrin A.Yu., Khomyakov Yu.S., Lachkanov E.V., Orlov A.I. On the Matter of Different Approaches to a National Strategy for the Development of Nuclear Energy. *Atomic Energy*. 2022;132(3):133–142. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-023-00916-5>
2. Slesarev I.S., Adamov E.O., Leonov V.N., Rachkov V.I., Orlov A.I. The concept of inherent safety of generation V nuclear power plants. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2021;1:122–132. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2021.1.11> (in Russian).
3. Transient and accident analysis of a BN-800 type LMFR with near zero void effect, IAEA-TECDOC-1139, 2000. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1139_prn.pdf (accessed Sep. 09, 2025).

4. BN-600 Hybrid Core Benchmark Analysis, IAEA-TECDOC-1623, 2010. URL: www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1623_web.pdf (accessed Sep. 09, 2025).
5. BN-600 MOX Core Benchmark Analysis, IAEA-TECDOC-1700, 2013. URL: www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1700_web.pdf (accessed Sep. 09, 2025).
6. Belov S.B., Kiselyov A.V., Marova E.V., Farakshin M.R., Frolov V.M., Malysheva I.V., Peregodov A.A., Semyonov M.Yu., Stogov V.Yu., Tsibulya A.M., Alekseev P.N., Boyarinov V.F., Zizin M.N., Nevinitza V.A., Timoshinov A.V., Fomichenko P.A. Results of the verification of the computer codes used for analysis of the BN-1200 reactor core neutronics. *Problems of Nuclear Science and Engineering. Series: Physics of Nuclear Reactors*. 2014;4:66–76. URL: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=22905474> (accessed Sep. 09, 2025) (in Russian).
7. Bereznev V.P., Koltashev D.A., Shurygin R.E. Cross-Verification of the Neutron-Physical Codes CORNER and MCU-FR on Models of Advanced Fast Neutron Reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023;1:132–143. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.1.11> (in Russian).
8. Leonov V.N., Lopatkin A.V., Rodina E.A., Chernobrovkin Yu.V. Active Core of a fast neutron reactor with lead coolant, fuel element and fuel assembly for its creation. Patent RF, No. 2549829 C1, IPCG21C 1/00.No. 2014103266/07, declared 31.01.2014, published 27.04.2015. EDN KNJXYK.
9. Leonov V.N., Lopatkin A.V., Rodina E.A., Chernobrovkin Yu.V. Active core, fuel element and fuel assembly of a fast neutron reactor with lead coolant. Patent RF, No. 2549371C1, IPCG21C 3/32. No. 2014103268/07, declared 31.01.2014, published 27.04.2015. EDN HHHNXA.
10. Tikhomirov G., Ternovykh M., Khomyakov Y., Suslov I. Independent Testing of New Generation Codes of the «Proryv» Project. *Nuclear Engineering and Design*. 2021;384:111497. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111497>
11. Ternovykh M.Y., Bogdanova E.V. Testing the multigroup, group and subgroup options of the CONSYST/ABBN-RF system on criticality calculations of fast reactor models with MNUP fuel. *Journal of Physics: Conference Series*. 2020;1689:012059. DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1689/1/012059>
12. Ternovykh M., Tikhomirov G., Khomyakov Y., Suslov I. Determination of equilibrium fuel composition for fast reactor in closed fuel cycle. *EPJ Web of Conferences*. 2017;153:07034. DOI: <https://doi.org/10.1051/epjconf/201715307034>
13. Ryzhkov A.A., Tikhomirov G.V., Ternovykh M.Yu. A review of the current nuclear data performance assessments in advanced nuclear reactor systems. *Annals of Nuclear Energy*. 2025;212:110806. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110806>
14. Chereshkov D.G., Ternovykh M.Yu., Tikhomirov G.V., Ryzhkov A.A. Nuclear data uncertainty on generation IV fast reactors criticality calculations analysis comparison. *Nuclear Energy and Technology*. 2023;9:157–162. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.9.111919>
15. Ryzhkov A.A., Tikhomirov G.V., Ternovykh M.Yu., Gerasimov A.S. Evaluation of technological uncertainties using the sensitivity to nuclear data. *Atomic Energy*. 2023;135:211–217. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-024-01103-w>

Authors

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

E-mail: gvtikhomirov@mephi.ru

Mikhail Yu. Ternovykh, Senior Lecturer,

E-mail: myternovykh@mephi.ru

Aleksandr A. Ryzhkov, PhD Student,

E-mail: aaryzhkov@mephi.ru

Alexander S. Gerasimov, Chief Researcher, Dr. Sci (Engineering),

E-mail: geras-alexander@yandex.ru