

# СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЁННОСТЕЙ РАСЧЁТА КРИТИЧНОСТИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ ПОКОЛЕНИЯ IV, ВНОСИМЫХ ЯДЕРНЫМИ ДАННЫМИ

**Д.Г. Черешков, М.Ю. Терновых, Г.В. Тихомиров, А.А. Рыжков**

**НИЯУ МИФИ**

**115409, Москва, Каширское шоссе, 31**



В работе использованы новые возможности расчётных кодов и результаты публикаций по оценке неопределённостей важнейших нейтронно-физических характеристик реакторов на быстрых нейтронах на основе библиотек ядерных данных и ковариационных матриц. Представлен сравнительный анализ оценок, связанных с нейтронными реакциями, на моделях реакторов со свинцовым теплоносителем и натриевым теплоносителями. Для моделей перспективных быстрых реакторов типа БР и БН с тремя видами топлива (диоксид урана, МОКС и ЧНУП) выполнены расчёты неопределённостей коэффициента размножения на основе групповых ковариационных матриц библиотеки ENDF/B-VII.1 в программном коде SCALE 6.2.4. Определены основные источники неопределённостей коэффициента размножения. Сформулированы рекомендации по повышению точности сечений нуклидов для обеспечения более надежного расчёта критичности быстрых реакторов. У реакторов со свинцовым теплоносителем отсутствует столь же значительный опыт эксплуатации установки по сравнению с легководными и натриевыми реакторами. Недостаточность экспериментальных данных ставит под сомнение достоверность результатов расчётного моделирования и требует всестороннего анализа неопределённости исходных данных при моделировании. В работе полученными результатами поддерживается утверждение, что у свинцовых и натриевых реакторов чувствительность к ядерным данным близка при использовании одинаковых расчётных инструментов, библиотек данных и топливных композиций. Это позволяет использовать в обоснование безопасности свинцовых реакторов накопленные бенчмарки по натриевым реакторам.

**Ключевые слова:** быстрые реакторы, Поколение IV, ковариационные матрицы, коэффициент чувствительности, неопределённость, SCALE, ЧНУП-топливо, МОКС.

*Черешков Д.Г., Терновых М.Ю., Тихомиров Г.В., Рыжков А.А.* Сравнительный анализ неопределённостей расчёта критичности быстрых реакторов Поколения IV, вносимых ядерными данными. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 1. – С. 162-174. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.1.14>.

## ВВЕДЕНИЕ

Международный форум «Поколение IV» определил и выбрал шесть ядерно-энергетических установок для дальнейших исследований и развития, которые позволят в буду-

© , 2023

162

щем удовлетворить потребности мира в энергии. Быстрые реакторы с натриевым теплоносителем являются одной из проработанных и перспективных концепций реакторов, рассматриваемых для коммерциализации, имеющих значимую поддержку промышленности и научно-исследовательских учреждений. Для крупномасштабной двухкомпонентной ядерной энергетике – быстрых реакторов с замкнутым ЯТЦ – в настоящее время можно считать теоретически доказанным и расчётно-экспериментально обоснованным, что такие три концептуальные требования, как КВА, близкий к единице, свинцовый теплоноситель и плотное нитридное уран-плутониевое топливо, дают возможность существенно повысить уровень безопасности быстрых реакторов [1]. Повышенные характеристики безопасности свинца (свинца-висмута), включая относительную химическую инертность, удерживание опасных радионуклидов, таких как йод и цезий, и высокую температуру кипения способствуют выбору реактора со свинцовым теплоносителем в качестве экономически конкурентоспособного реактора Поколения IV. Однако для свинцовых реакторов отсутствует столь же значительный опыт эксплуатации по сравнению с легководными и натриевыми реакторами. В работах [2 – 5] утверждается, что недостаточность экспериментальных данных ставит под сомнение достоверность результатов расчётного моделирования и требует всестороннего анализа неопределённости исходных данных при моделировании. Оценка этих неопределённостей даёт лучшее понимание их влияния на характеристики активной зоны (АЗ) реактора и возможность определения расчётных пределов безопасности. В работе полученными результатами подтверждается утверждение, что у свинцовых и натриевых реакторов для близких топливных композиций чувствительность к ядерным данным близка при использовании одинаковых расчётных инструментов и библиотек ядерных данных. Это позволяет использовать накопленные бенчмарки по реакторам с натриевым теплоносителем для обоснования безопасности реакторов со свинцовым теплоносителем.

В России накоплен самый большой в мире опыт по разработке и эксплуатации быстрых реакторов с натриевым теплоносителем, существует и второе направление разработки быстрых реакторов большой мощности – реакторы со свинцовым теплоносителем. Для начального периода разработки и освоения технологии БН использование оксидного топлива было оправданным решением ввиду отработанности его для тепловых реакторов. Но преимущества физических свойств плотных видов топлива для быстрых реакторов очевидны. Поэтому во всех странах, разрабатывающих инновационные реакторы на быстрых нейтронах, рассматривается переход в них от оксидного к плотным видам топлива, хотя отечественный и международный опыт исследования нитридного топлива недостаточен для уверенного прогнозирования работоспособности твэлов с заданными характеристиками при рабочих параметрах БН и БР.

Оценка неопределённостей исходных данных и погрешностей получаемых результатов является неотъемлемой частью работ, направленных на обоснование ядерной безопасности реакторных установок. При анализе инновационных моделей быстрых реакторов со смешанным уран-плутониевым топливом суммарный вклад в погрешность расчёта коэффициента размножения  $k_{эфф}$  за счет неопределённостей в сечениях нуклидов без учета интегральных экспериментов составляет  $\pm 1,5 - 1,9\%$  [6]. Кроме этого в работе отмечается, что погрешность может снижаться в результате компенсационного эффекта за счёт корреляций между погрешностями сечений различных изотопов в различных энергетических областях на  $\pm 0,4 - 0,6\%$ .

В данной работе анализируются результаты расчёта неопределённостей нейтронных реакций в моделях реакторов со свинцовым теплоносителем (табл. 1) и с натриевым теплоносителем (табл. 2). Перечисленные данные дополнены собственными расчётами моделей реакторов типа БР-1200 и БН-1200 с тремя видами топлива (диоксид урана, МОКС и СНУП). В расчётах БР и БН анализ чувствительности проводился с использова-

нием последовательности TSUNAMI в коде SCALE 6.2.4 [7]. Количественная оценка неопределённости выполнена с помощью модуля SAMS для изучения неопределённостей в  $k_{эфф}$ . Сравнение результатов проводилось для выявления возможных потребностей в уточнении ядерных данных. Собственные расчёты выполнялись с целью определить нуклиды и реакции, оказывающие наибольшее влияние на нейтронно-физические характеристики БР и БН.

Таблица 1

**Проанализированные быстрые реакторы со свинцовым теплоносителем**

Реактор	Библиотека ядерных данных	Ссылка
SEALER	JEFF-3.1, ENDF/B-VII.1	[5]
ALFRED	JEFF-3.3, ENDF/B-VIII.0	[8]
	ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VII.1	[9]
	ENDF/B-VIII.0	[2]
DLFR	ENDF/B-VII.0	[4]
MYRRHA	JEFF-3.1.2, ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VII.1	[10]
	JEFF-3.3, ENDF/B-VIII.0	[3]

Таблица 2

**Проанализированные быстрые реакторы с натриевым теплоносителем**

Реактор	Библиотека ядерных данных	Ссылка
EBR-II	ENDF/B-VII.1, ENDF/B-VIII.0	[11]
БН-600	ENDF/B-VII.1, ENDF/B-VIII.0	[12]
JOYO	ENDF/B-VII.1	[13]
ASTRID	ENDF/B-VII.1	[14]
B & BR	ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VII.1	[15]
ZPPR-9	ENDF/B-VII.0	[16]
ESFR	JEFF-3.3, ENDF/B-VIII.0	[3]

**ОСОБЕННОСТИ РАССМОТРЕННЫХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ**

Для сравнительного анализа выбраны четыре модели реакторов со свинцовым теплоносителем.

- SEALER [5] – реактор модульного типа с топливом, состоящим из обогащенного до 19,9%  $UO_2$ . Электрическая мощность от 3 до 10 МВт. Срок службы АЗ от 10 до 30 лет работы на полной мощности без перегрузки.

- ALFRED [2, 8, 9] – малогабаритный реактор, АЗ которого разделена на внутреннюю и внешнюю зоны с различным содержанием плутония (содержание 20,5% во внешней зоне) для выравнивания поля энерговыделения. Электрическая мощность – 125 МВт, максимальное выгорание – 100 МВт·сут/кг. Каждый год 1/5 часть АЗ выгружается и заменяется свежим топливом.

- DLFR [4] – среднегабаритный реактор, АЗ которого включает в себя две зоны обогащения урана (17,5% во внешней зоне). Электрическая мощность – 450 МВт. Сценарии перегрузок находятся в стадии разработки.

- MYRRHA [3, 10] – малогабаритный реактор, который может работать как в подкритическом состоянии при использовании линейного ускорителя протонов с энергией 600 МэВ, так и в критическом режиме в качестве реактора на быстрых нейтронах со свинцово-висмутовым теплоносителем. Электрическая мощность – 57 МВт. Рассмат-

риваются различные топливные композиции.

Для сравнительного анализа взяты семь моделей реакторов с натриевым теплоносителем.

◆ EBR-II [11] – демонстрационный реактор электрической мощностью 20 МВт, состоящий из трех областей: АЗ, внутренний экран и внешний экран. Используются твэлы с обогащенным металлическим ураном (67%) и оболочкой из нержавеющей стали.

◆ БН-600 [12] – промышленный реактор электрической мощностью 600 МВт, работающий с начала эксплуатации и до настоящего времени на обогащенном  $UO_2$ -топливе. В работе рассмотрены результаты расчёта бенчмарка с МОКС-топливом с содержанием плутония 20%.

◆ JOYO [13] – экспериментальный реактор, работающий на МОКС-топливе, которое состоит из обогащенного урана (23%) и 17,7% плутония, содержание делящихся изотопов плутония составляет 80,4%. Тепловая мощность – 140 МВт.

◆ ASTRID [14] – промышленный реактор, АЗ которого состоит из двух топливных подзон. Рассматривается как сжигатель МА. Топливо содержит около 70% обедненного урана, 20 – 22% плутония и около 10% МА. Электрическая мощность – 500 МВт.

◆ В & BR [15] – реактор модульного типа, в котором топливо состоит из обогащенного до 12,32%  $UO_2$ . Электрическая мощность – 400 МВт. Срок службы АЗ до 50-ти лет работы на полной мощности без перегрузки.

◆ ZPPR-9 [16] – реактор нулевой мощности, работающий на МОКС-топливе, которое содержит 17,7% плутония.

◆ ESFR [3] – промышленный реактор с АЗ из двух подзон с разной высотой топливной части твэлов, работающий на МОКС-топливе с содержанием плутония в подзонах 14,6 и 17%. Электрическая мощность – 1500 МВт.

## ПРОГРАММНЫЕ КОДЫ И МЕТОДЫ

Расчёты чувствительности и неопределённости проводились с помощью пакета SCALE 6.2.4. Пакет использовался, в частности, при тестировании разрабатываемых кодов нового поколения для нейтронно-физических расчётов быстрых реакторов [17 – 19]. SCALE – система кодов и управляющих последовательностей для выполнения нейтронно-физических расчётов и анализа ядерной безопасности, разработана и развивается в ORNL. Она объединяет модули для расчёта критичности, радиационных характеристик, нуклидной кинетики, анализа чувствительности и неопределённости и других задач. Транспортный код KENO-VI на основе метода Монте-Карло обеспечивает расчёты в трёхмерной геометрии. Расчёт переноса нейтронов может проводиться как в многогрупповом приближении, так и с непрерывным представлением сечений по энергии. TSUNAMI – модуль для анализа чувствительности и неопределённости. TSUNAMI использует полученные для прямой и сопряжённой задачи по KENO-VI поток и ценность нейтронов деления для расчёта по теории возмущений первого порядка. Расчёты чувствительности с ковариационными данными ENDF/B-VII.1 могут быть использованы для оценки неопределённости  $k_{эфф}$  и других нейтронных функционалов.

## АНАЛИЗ ОПУБЛИКОВАННЫХ И ПОЛУЧЕННЫХ ПО SCALE РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЁТОВ

Повышение требований к безопасности реакторов ставит задачу повышения точности расчётного предсказания нейтронно-физических характеристик как работающих, так и проектируемых установок с реакторами на быстрых нейтронах. При этом одной из основных является задача совершенствования имеющихся и разработки новых, более совершенных программных средств и баз данных для обеспечения нейтронно-физических расчётов, оценки имеющихся неопределённостей в расчётах и выработки рекоменда-

ций по снижению этих неопределённостей [6].

### Анализ коэффициентов чувствительности $k_{эфф}$

Представим результаты сравнительного анализа влияния различных реакций различных нуклидов на изменение  $k_{эфф}$  в быстрых реакторах и сравнения коэффициентов чувствительности при использовании разных библиотек ядерных данных.

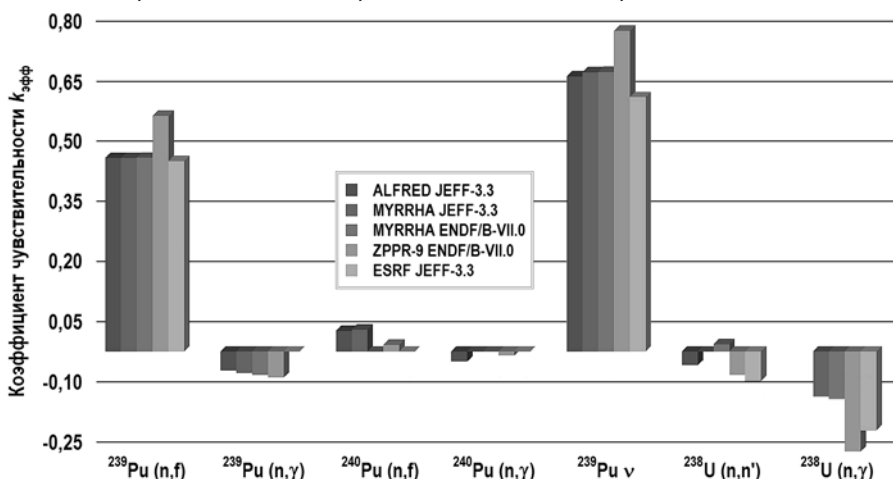


Рис. 1. Основные коэффициенты чувствительности  $k_{эфф}$  для реакторов с МОКС-топливом

На рисунке 1 приведены основные коэффициенты чувствительности  $k_{эфф}$  для исследованных моделей реакторов с МОКС-топливом. Коэффициенты чувствительности  $k_{эфф}$  для реактора MYRRHA при использовании двух разных библиотек (JEFF-3.3 и ENDF/B-VII.0) близки с коэффициентами чувствительности  $k_{эфф}$  для ALFRED. При сравнении натриевых реакторов ZPPR-9 и ESRF со свинцовым MYRRHA при использовании одинаковых библиотек (ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.3) можно отметить, что коэффициенты чувствительности имеют близкие значения. Небольшие отличия объясняются не столько различием теплоносителей в реакторах, сколько своеобразностью конструкции ESRF и меньшим содержанием плутония.

Общим выводом для свинцовых и натриевых реакторов с МОКС-топливом является то, что  $k_{эфф}$  обладает наибольшими коэффициентами чувствительности к  $\nu_f$  и делению  $^{239}\text{Pu}$ . Отметим, что у данных реакторов эти реакции с наибольшими коэффициентами чувствительности приносят и наибольшие неопределённости при использовании различных библиотек.

### Анализ неопределённостей $k_{эфф}$ , связанных с неопределённостями в данных

В таблице 3 приведены неопределённости  $k_{эфф}$ , вносимые основными их источниками, при использовании разных библиотек в расчётах реактора ALFRED. При использовании библиотеки ENDF/B-VII.0 основной вклад в неопределённости расчёта  $k_{эфф}$  вносят неопределённости нейтронных данных (сечений)  $^{239}\text{Pu} \nu_f$  и  $^{238}\text{U} (n, n')$ , при использовании библиотеки ENDF/B-VII.1 – неопределённости сечений  $^{238}\text{U} (n, n')$  и  $^{239}\text{Pu} (n, \gamma)$ , при использовании библиотеки JEFF-3.3 – неопределённости сечений  $^{240}\text{Pu} (n, f)$  и  $^{240}\text{Pu} (n, \gamma)$ , а при использовании библиотеки ENDF/B-VIII.0 – неопределённости сечений  $^{239}\text{Pu} (n, f)$  и  $^{239}\text{Pu} (n, \gamma)$ . Можно отметить, что из-за пересмотра оценок сечений в библиотеке ENDF/B-VIII.0 неопределённости  $k_{эфф}$ , обусловленные неопределённостями сечений  $^{240}\text{Pu} (n, f)$  и  $^{240}\text{Pu} (n, \gamma)$ , с учётом кросс-корреляций между  $^{240}\text{Pu} (n, f)$  и  $^{240}\text{Pu} (n, \gamma)$  уменьшились в 10 раз, а неопределённости, обусловленные реакциями  $^{239}\text{Pu} (n, f)$  и  $^{239}\text{Pu} (n, \gamma)$ , увеличились больше чем в 1,5 раза по отношению к расчётам по JEFF-3.3. При расчётах по библиотеке ENDF/B-VII.0 неопределённости  $^{239}\text{Pu} \nu_f$  и  $^{238}\text{U} (n, n')$  дают самый боль-

шой вклад. При этом вклад в итоговую погрешность  $k_{эфф}$  при расчёте по другим библиотекам в несколько раз меньше. Ковариационная матрица библиотеки ENDF/B-VII.1 характеризуется внесением самой маленькой неопределённости  $k_{эфф}$ , обусловленной неопределённостью  $^{239}\text{Pu } \nu_f$ , в сравнении с другими библиотеками. При использовании библиотек ENDF/B-VIII.0 и JEFF-3.3 полная неопределённость  $k_{эфф}$  не превышает 0,8%.

В таблице 4 приведены неопределённости  $k_{эфф}$ , вносимые основными их источниками, при использовании разных библиотек в расчётах реактора MYRRHA. По приведенным данным можно сделать те же выводы, что и для ALFRED из-за близких характеристик этих реакторов. При использовании библиотеки JENDL-4.0m основной вклад в неопределённость расчёта  $k_{эфф}$  вносят неопределённости сечений  $^{239}\text{Pu} (n,f)$  и  $^{239}\text{Pu} (n,\gamma)$ . Данные JENDL-4.0m содержат самые маленькие неопределённости в сравнении с другими библиотеками, кроме значения неопределённости  $^{239}\text{Pu} (n,f)$  в ENDF/B-VII.0. При использовании библиотеки ENDF/B-VII.0 полная неопределённость равна 0,96%, библиотек ENDF/B-VIII.0 и JEFF-3.3 – 0,77%, а при использовании JENDL-4.0m – 0,55%.

Таблица 3

**Неопределённости  $k_{эфф}$  при разных библиотеках в ALFRED, %**

Ковариация	JEFF-3.3	ENDF/B-VIII.0	ENDF/B-VII.1	ENDF/B-VII.0
$^{240}\text{Pu} (n,f) - ^{240}\text{Pu} (n,f)$	0,52	–	–	–
$^{240}\text{Pu} (n,f) - ^{240}\text{Pu} (n,\gamma)$	– 0,42	–	–	–
$^{239}\text{Pu } \nu_f - ^{239}\text{Pu } \nu_f$	0,32	0,19	0,06	0,7
$^{239}\text{Pu} (n,f) - ^{239}\text{Pu} (n,f)$	0,3	0,58	0,2	0,2
$^{238}\text{U} (n,n') - ^{238}\text{U} (n,n')$	0,23	0,13	0,54	0,53
$^{239}\text{Pu} (n,\gamma) - ^{239}\text{Pu} (n,\gamma)$	0,14	0,21	0,25	0,27
Полная неопределённость	0,79	0,75	–	–

Таблица 4

**Неопределённости  $k_{эфф}$  при разных библиотеках в MYRRHA, %**

Ковариация	JEFF-3.3	ENDF/B-VIII.0	JENDL-4.0m	ENDF/B-VII.0
$^{240}\text{Pu} (n,f) - ^{240}\text{Pu} (n,f)$	0,54	–	–	–
$^{240}\text{Pu} (n,f) - ^{240}\text{Pu} (n,\gamma)$	– 0,42	–	–	–
$^{239}\text{Pu } \nu_f - ^{239}\text{Pu } \nu_f$	0,32	0,19	0,11	0,7
$^{239}\text{Pu} (n,f) - ^{239}\text{Pu} (n,f)$	0,3	0,55	0,27	0,19
$^{238}\text{U} (n,n') - ^{238}\text{U} (n,n')$	–	–	0,15	0,32
$^{239}\text{Pu} (n,\gamma) - ^{239}\text{Pu} (n,\gamma)$	0,15	0,23	0,19	0,27
Полная неопределённость	0,77	0,77	0,55	0,96

В таблице 5 приведены неопределённости  $k_{эфф}$ , вносимые основными их источниками в БН-600 и ESFR. Полные неопределённости БН-600 и ESFR близки. В БН-600 неопределённость  $^{238}\text{U} (n,n')$  уменьшилась с 0,7 до 0,15%. Неопределённость  $^{239}\text{Pu} (n,f)$  увеличилась с 0,25 до 0,7% при переходе от ENDF/B-VII.1 к ENDF/B-VIII.0. В ESFR при использовании ENDF/B-VIII.0 вместо JEFF-3.3 неопределённость  $^{238}\text{U} (n,n')$  изменилась с 0,48 до 0,24%, а неопределённость  $^{239}\text{Pu} (n,f)$  с 0,31 до 0,55%. Полная неопределённость при использовании ENDF/B-VIII.0 имеет самое маленькое значение и наиболее близкое для натриевых и свинцовых реакторов.

Таблица 5

**Неопределённости  $k_{эфф}$  при разных библиотеках в ESFR и БН-600, %**

Реактор	ESFR		БН-600	
	JEFF-3.3	ENDF/B-VIII.0	ENDF/B-VII.1	
$^{240}\text{Pu} (n,f) - ^{240}\text{Pu} (n,f)$	0,59	–	0,01	0,01
$^{238}\text{U} (n,\gamma) - ^{238}\text{U} (n,\gamma)$	0,3	–	0,24	0,27
$^{239}\text{Pu} \chi - ^{239}\text{Pu} \chi$	0,46	0,22	–	0,24
$^{239}\text{Pu} (n,f) - ^{239}\text{Pu} (n,f)$	0,31	0,55	0,71	0,25
$^{238}\text{U} (n,n') - ^{238}\text{U} (n,n')$	0,48	0,24	0,15	0,7
$^{239}\text{Pu} (n,\gamma) - ^{239}\text{Pu} (n,\gamma)$	–	0,25	0,28	0,29
Полная неопределённость	1,05	0,8	0,88	0,9

**Анализ результатов проведенных расчётов в SCALE**

Проведены расчёты моделей реакторов БР-1200 и БН-1200 с тремя видами топлива: диоксид урана, МОКС- и СНУП-топливо. Расчёты реакторов проведены с помощью модуля TSUNAMI-3D, использованы 252-групповая библиотека ядерных данных ENDF/B-VII.1 и 252-групповые ковариационные матрицы. В расчётах статистическая погрешность  $k_{эфф}$  не превышала 0,0001.

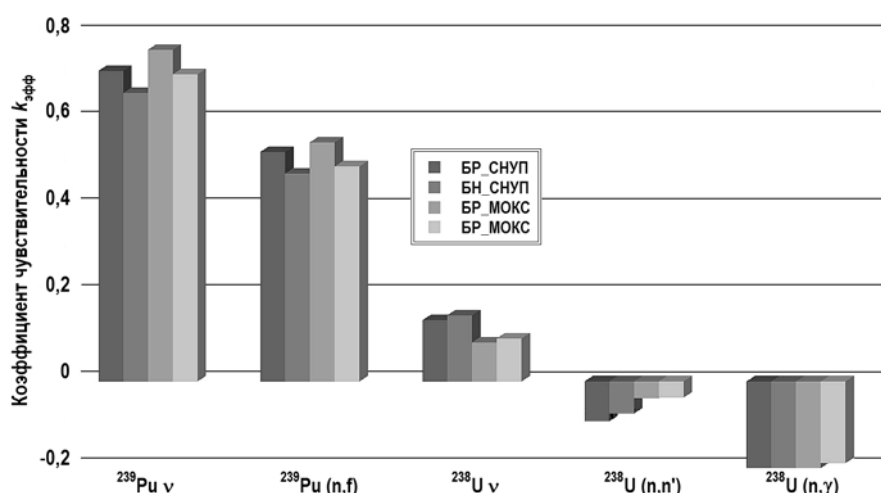


Рис. 2. Основные коэффициенты чувствительности  $k_{эфф}$  для реакторов со СНУП- и МОКС-топливом

На рисунке 2 приведены основные коэффициенты чувствительности  $k_{эфф}$  для реакторов с МОКС- и СНУП-топливом. Различия в теплоносителе или типе топлива не приводят к заметному влиянию на коэффициенты чувствительности  $k_{эфф}$ . У БН коэффициенты чувствительности к  $^{239}\text{Pu}$  несколько меньше, чем у БР. Заметим, что коэффициенты чувствительности у  $^{238}\text{U}$  меньше, чем у  $^{239}\text{Pu}$ . При этом неопределённости у  $^{238}\text{U}$  больше, чем у  $^{239}\text{Pu}$ .

В таблицах 6, 7 приведены рассчитанные для реакторов БР-1200 и БН-1200 неопределённости  $k_{эфф}$ , вносимые основными их источниками, что в целом согласуется с результатами [20].

Можно отметить, что в реакторах с МОКС-топливом основной вклад в неопределённость  $k_{эфф}$  вносит  $^{238}\text{U} (n,n')$  и имеет неопределённость порядка 0,6%. В реакторах с урановым топливом основной вклад вносит  $^{235}\text{U} (n,\gamma)$  с неопределённостью 2%. Вклад в неопределённость  $k_{эфф}$  реакций конструкционных материалов составляет порядка 0,2%,

что согласуется с проанализированными выше работами.

Таблица 6

**Неопределённости  $k_{эфф}$  в реакторах со СНУП-топливом, %**

Ковариация	БР-1200	БН-1200
$^{238}\text{U} (n,n') - ^{238}\text{U} (n,n')$	1,28	1,03
$^{238}\text{U} (n,\gamma) - ^{238}\text{U} (n,\gamma)$	0,32	0,31
$^{239}\text{Pu} (n,\gamma) - ^{239}\text{Pu} (n,\gamma)$	0,23	0,2
$^{239}\text{Pu} (n,f) - ^{239}\text{Pu} (n,f)$	0,22	0,2
$^{239}\text{Pu} \chi - ^{239}\text{Pu} \chi$	0,22	0,18
$^{238}\text{U} \chi - ^{238}\text{U} \chi$	0,17	0,18
$^{238}\text{U} \nu_f - ^{238}\text{U} \nu_f$	0,17	0,18
$^{239}\text{Pu} (n,n') - ^{239}\text{Pu} (n,n')$	0,13	0,09
$^{56}\text{Fe} (n,n') - ^{56}\text{Fe} (n,n')$	0,12	0,12
$^{207}\text{Pb} (n,n') - ^{207}\text{Pb} (n,n')$	0,11	–
$^{23}\text{Na} (n,n) - ^{23}\text{Na} (n,n)$	–	0,1
Полная неопределённость	1,45	1,21

Таблица 7

**Неопределённости  $k_{эфф}$  в реакторах с МОКС-топливом, %**

Ковариация	БР-1200	БН-1200
$^{238}\text{U} (n,n') - ^{238}\text{U} (n,n')$	0,53	0,61
$^{239}\text{Pu} (n,\gamma) - ^{239}\text{Pu} (n,\gamma)$	0,31	0,25
$^{238}\text{U} (n,\gamma) - ^{238}\text{U} (n,\gamma)$	0,28	0,27
$^{56}\text{Fe} (n,n) - ^{56}\text{Fe} (n,n)$	0,23	0,08
$^{239}\text{Pu} (n,f) - ^{239}\text{Pu} (n,f)$	0,23	0,2
$^{56}\text{Fe} (n,\gamma) - ^{56}\text{Fe} (n,\gamma)$	0,17	0,2
$^{239}\text{Pu} \chi - ^{239}\text{Pu} \chi$	0,15	0,15
$^{207}\text{Pb} (n,n') - ^{207}\text{Pb} (n,n')$	0,13	–
$^{56}\text{Fe} (n,n') - ^{56}\text{Fe} (n,n')$	0,12	0,17
$^{238}\text{U} \nu_f - ^{238}\text{U} \nu_f$	0,11	0,12
Полная неопределённость	0,85	0,86

Для реакторов со СНУП-топливом полные неопределённости БР и БН отличаются на 20% и, в основном, определяются различиями неопределённостей  $^{238}\text{U} (n,n')$ , что требует дополнительного анализа. В остальном сравнение неопределённостей показывает, что в свинцовых и натриевых реакторах константная чувствительность близка при использовании одинаковых расчётных инструментов, библиотек данных и топливных композиций.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Проанализированы результаты расчётов чувствительностей и неопределённостей быстрых реакторов Поколения IV с натриевым и свинцовым теплоносителями. С помощью пакета SCALE для реакторов БР-1200 и БН-1200 с тремя видами топлива проведены расчёты чувствительностей и неопределённостей коэффициента размножения, связанных с ядерными данными.



Определены основные источники неопределённости коэффициента размножения. Для МОКС- и СНУП-топлива ими являются неопределённости сечений неупругого рассеяния и захвата для  $^{238}\text{U}$ , в меньшей степени неопределённости сечений захвата, деления и погрешность спектра нейтронов деления  $^{239}\text{Pu}$ ; для реакторов с урановым топливом – сечения захвата, деления и погрешность спектра нейтронов деления  $^{235}\text{U}$ .

Для реакторов со свинцовым теплоносителем отсутствует столь же значительный опыт эксплуатации, как легководных и натриевых реакторов. Недостаточность экспериментальных данных требует всестороннего анализа неопределённости исходных данных при моделировании.

Полученные результаты поддерживают утверждение, что у свинцовых и натриевых реакторов чувствительность к ядерным данным близка при использовании одинаковых расчётных инструментов, библиотек данных и топливных композиций. Это позволяет использовать для обоснования безопасности реакторов со свинцовым теплоносителем накопленные бенчмарки по реакторам с натриевым теплоносителем.

### Благодарность

Работа выполнена в рамках Госзадания (проект FSWU-2022-0016) при поддержке Министерства науки и высшего образования Российской Федерации.

### 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. – Т. 132, № 3. – С. 131-141. – EDN WGBFZH. Электронный ресурс: [https://elibrary.ru/download/elibrary\\_49460180\\_33198678.pdf](https://elibrary.ru/download/elibrary_49460180_33198678.pdf) (дата доступа 21.11.2022).
2. *Castelluccio D.M., Grasso G., Lodi F., Peluso V.G., Mengoni A.* Nuclear data target accuracy requirements for advanced reactors: The ALFRED case. // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 162. – 108533. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108533>.
3. *Romjaro P., Alvarez-Velarde F., Cabellos O., Garcia-Herranz N., Jimenez-Carrascosa A.* On the importance of target accuracy assessments and data assimilation for the co-development of nuclear data and fast reactors: MYRRHA and ESRF. // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 161. – 108416. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108416>.
4. *Trivedi I., Hou J., Grasso G., Ivanov K., Franceschini F.* Nuclear data uncertainty quantification and propagation for safety analysis of lead-cooled fast reactors. // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2020. – Vol. 2020. – 3961095. DOI: <https://doi.org/10.1155/2020/3961095>.
5. *Trottier A., Adams F.P., Levinsky A., Roubtsov D.* Nuclear data sensitivity for reactor physics parameters in a lead-cooled reactor. // Annals of Nuclear Energy. – 2018. – Vol. 120. – PP. 333-347. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.05.047>.
6. *Мантуров Г.Н., Забродская С.В., Зуйков А.А. и др.* Состояние разработки баз данных ядерных констант для расчётов быстрых реакторов на основе РОСФОНД и БНАБ-РФ. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2022. – № 3. – С. 19-26. – EDN LEWHAI. Электронный ресурс: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49499731> (дата доступа 21.11.2022).
7. *Bostelmann F., Wiarda D., Arbanas G., Wieselquist W.A.* Extension of SCALE/Sampler's sensitivity analysis. // Annals of Nuclear Energy. – 2022. – Vol. 165. – 108641. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108641>.
8. *Romjaro P., Alvarez-Velarde F.* Evolution of the importance of neutron-induced reactions along the cycle of an LFR. // EPJ Web of Conferences. – 2020. – Vol. 239. – 22010. DOI: <https://doi.org/10.1051/epjconf/202023922010>.
9. *Romjaro P., Alvarez-Velarde F., Herranz N.* SUMMON: A sensitivity and uncertainty

methodology for Monte Carlo codes. / Int. Conf. on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering. – Jeju, Korea: April 16-20, 2017. Электронный ресурс: [https://www.kns.org/files/int\\_paper/paper/MC2017\\_2017\\_2/P139S02-06RomojaroP.pdf](https://www.kns.org/files/int_paper/paper/MC2017_2017_2/P139S02-06RomojaroP.pdf) (дата доступа 21.11.2022).

10. Romojarо P., Alvarez-Velarde F., Kodeli I., Stankovskiy A., Diez C.J., Cabellos O., Garcна-Herranz N., Heyse J., Schillebeeckx P., Van den Eynde G., Zherovnik G. Nuclear data sensitivity and uncertainty analysis of effective neutron multiplication factor in various MYRRHA core configurations. // Annals of Nuclear Energy. – 2017. – Vol. 101. – PP. 330-338. DOI: <https://doi.org/doi:10.1016/j.anucene.2016.11.027>.

11. Bostelmann F., Plas G., Wieselquist W.A. Nuclear data sensitivity study for the EBR-II fast reactor benchmark using SCALE with ENDF/B-VII.1 and ENDF/B-VIII.0. // Journal of Nuclear Engineering. – 2021. – Vol. 2. – No. 4. – PP. 345-367. DOI: <https://doi.org/10.3390/jne2040028>.

12. Ma X., Huang Y., Qu W., Zhou F., Peng X., Kui H., Bin Z. Uncertainty comparison between ENDF/B-VIII.0 and ENDF/B-VII.1 for fast reactor BN-600 using high-precision sampling method. // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 161 – 108457. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108457>.

13. Wan C., Huang Y., Zheng Y., Cao L., Wu H. Nuclear-data adjustment based on the continue-energy cross-section library for the fast reactor. // Annals of Nuclear Energy. – 2020. – Vol. 143. – 107453. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107453>.

14. Griseri M., Fiorito L., Stankovskiy A., Van den Eynde G. Nuclear data uncertainty propagation on a sodium fast reactor. // Nuclear Engineering and Design. – 2017. – Vol. 324. – PP. 122-130. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.08.018>.

15. Vu T.M., Hartanto D. Study on the sensitivity and uncertainty of nuclear data to the sodium-cooled linear breed-and-burn fast reactor using SCALE 6.2 code. // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2021. – Vol. 2021. – 9997867. DOI: <https://doi.org/10.1155/2021/9997867>.

16. Zheng Y., Qiao L., Zhai Z., Du X., Xu Z. SARAX: A new code for fast reactor analysis part II: Verification, validation and uncertainty quantification. // Nuclear Engineering and Design. – 2018. – Vol. 331 – PP. 41-53. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.02.033>.

17. Tikhomirov G., Ternovykh M., Khomyakov Y., Suslov I. Independent testing of new generation codes of the «Proryv» project. // Nuclear Engineering and Design. – 2021. – Vol. 384. – 111497. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111497>.

18. 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. – Vol. 1689. – 012059. DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1689/1/012059>.

19. 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. – Vol. 153. – 07034. DOI: <https://doi.org/10.1051/epjconf/201715307034>.

20. Андрианова О.Н., Головки Ю.Е., Жердев Г.М. и др. Тестирование ковариационных матриц погрешностей системы констант БНАБ. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2014. – № 2. – С. 109-117. DOI: <https://doi.org/10.26583/пре.2014.2.12>.

Поступила в редакцию 25.11.2022 г.

#### Авторы

Черешков Димитар Георгиев, магистрант  
E-mail: [dgchereshkov@mephi.ru](mailto:dgchereshkov@mephi.ru)

Терновых Михаил Юрьевич, старший преподаватель  
E-mail: [myternovykh@mephi.ru](mailto:myternovykh@mephi.ru)

Тихомиров Георгий Валентинович, зам. директора ИЯФит, профессор, д.ф.-м.н.  
E-mail: gvtikhomirov@mephi.ru

Рыжков Александр Александрович, аспирант  
E-mail: aaryzhkov@mephi.ru

UDC 621.039.51.17

## **NUCLEAR DATA UNCERTAINTY ON GENERATION IV FAST REACTORS CRITICALITY CALCULATIONS ANALYSIS COMPARISON**

Chereshkov D.G., Ternovykh M.Yu., Tikhomirov G.V., Ryzhkov A.A.

МЭФН

31 Kashirskoe Sh., 115409 Moscow, Russia

### ABSTRACT

The new calculation code capabilities are applied in the current work as well as important fast reactor criticality parameters uncertainty assessment articles' results based on nuclear data libraries and covariance matrices. A comparative analysis of uncertainty estimations related to neutron reactions is presented for lead-cooled reactor models and sodium-cooled reactor models. For the models of advanced BN and BR fast reactors on three fuel types (UO<sub>2</sub>, MOX, (U-Pu)N), the multiplication factor uncertainty calculations are performed using 252-group covariance matrices based on the ENDF/B-VII.1 library via the SCALE 6.2.4 code system. The main uncertainty sources in the multiplication factor are determined. Recommendations are formulated for improving the cross sections accuracy for several nuclides in order to provide more reliable results of fast reactor criticality calculations. Lead-cooled reactors have no operational history compared to light-water and sodium-cooled reactors. The experimental data insufficiency calls into question the reliability of the simulation results and requires a comprehensive initial data uncertainty analysis for a neutron transport simulation. The obtained results support the idea that lead- and sodium-cooled reactors have similar nuclear data sensitivity when the same computation tools, nuclear data libraries and fuel compositions are used. This makes it possible to use the accumulated data of benchmarks for sodium-cooled reactors in the safety justification of lead-cooled reactors.

**Key words:** fast reactors, Generation IV, covariance matrices, sensitivity coefficient, uncertainty, SCALE, MNPU, MOX.

Chereshkov D.G., Ternovykh M.Yu., Tikhomirov G.V., Ryzhkov A.A. Nuclear Data Uncertainty on Generation IV Fast Reactors Criticality Calculations Analysis Comparison. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023, no. 1. – pp. 162-174; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.1.14> (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 Question of Different Approaches to the National Strategy for the Development of Nuclear Energy. *Atomnaya Energiya*. 2022, v. 132, no. 3, pp. 131-141; EDN WGBPZH. Available at: [https://elibrary.ru/download/elibrary\\_49460180\\_33198678.pdf](https://elibrary.ru/download/elibrary_49460180_33198678.pdf) (accessed Nov. 21, 2022) (in Russian).
2. Castelluccio D.M., Grasso G., Lodi F., Peluso V.G., Mengoni A. Nuclear Data Target Accuracy Requirements for Advanced Reactors: The ALFRED Case. *Annals of Nuclear*

- Energy*. 2021, v. 162, 108533; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108533>.
3. Romojaro P., Alvarez-Velarde F., Cabellos O., Garcia-Herranz N., Jimenez-Carrascosa A. On the importance of target accuracy assessments and data assimilation for the co-development of nuclear data and fast reactors: MYRRHA and ESFR. *Annals of Nuclear Energy*. 2021, v. 161, 108416; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108416>.
4. Trivedi I., Hou J., Grasso G., Ivanov K., Franceschini F. Nuclear Data Uncertainty Quantification and Propagation for Safety Analysis of Lead-Cooled Fast Reactors. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2020, v. 2020, 3961095; DOI: <https://doi.org/10.1155/2020/3961095>.
5. Trottier A., Adams F.P., Levinsky A., Roubtsov D. Nuclear Data Sensitivity for Reactor Physics Parameters in a Lead-Cooled Reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 2018, v. 120, pp. 333-347; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.05.047>.
6. Manturov G.N., Zabrodskaya S.V., Zuikov A.A., Levchenko Yu.V., Melega N.A., Mishin V.A., Panova D.V., Peregudov A.A., Peregudova O.O., Semenov M.Yu., Slyunyaev M.N., Tykleeva K.V. Status of Development of Nuclear Constant Databases for Calculations of Fast Reactors Based on ROSFOND and BNAB-RF Libraries. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornye Konstanty*. 2022, no. 3, pp. 19—26; EDN LEWHAI. Available at: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=49499731> (accessed Nov. 21, 2022) (in Russian).
7. Bostelmann F., Wiarda D., Arbanas G., Wieselquist W.A. Extension of SCALE/Sampler's sensitivity analysis. *Annals of Nuclear Energy*. 2022, v. 165, 108641; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108641>.
8. Romojaro P., Alvarez-Velarde F. Evolution of the Importance of Neutron-Induced Reactions Along the Cycle of an LFR. *EPJ Web of Conferences*. 2020, v. 239, 22010; DOI: <https://doi.org/10.1051/epjconf/202023922010>.
9. Romojaro P., Alvarez-Velarde F., Herranz N. SUMMON: A Sensitivity and Uncertainty Methodology for Monte Carlo Codes. *Int. Conf. on Mathematics & Computational Methods Applied to Nuclear Science & Engineering*. Jeju, Korea: April 16-20, 2017. Available at: [https://www.kns.org/files/int\\_paper/paper/MC2017\\_2017\\_2/P139S02-06RomojaroP.pdf](https://www.kns.org/files/int_paper/paper/MC2017_2017_2/P139S02-06RomojaroP.pdf) (accessed Nov. 21, 2022).
10. Romojaro P., Alvarez-Velarde F., Kodeli I., Stankovskiy A., Diez C.J., Cabellos O., Garcia-Herranz N., Heyse J., Schillebeeckx P., Van den Eynde G., Zherovnik G. Nuclear Data Sensitivity and Uncertainty Analysis of Effective Neutron Multiplication Factor in Various MYRRHA Core Configurations. *Annals of Nuclear Energy*. 2017, v. 101, pp. 330-338; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.11.027>.
11. Bostelmann F., Ilas G., Wieselquist W.A. Nuclear Data Sensitivity Study for the EBR-II Fast Reactor Benchmark Using SCALE with ENDF/B-VII.1 and ENDF/B-VIII.0. *Journal of Nuclear Engineering*. 2021, v. 2, no. 4, pp. 345-367; DOI: <https://doi.org/10.3390/jne2040028>.
12. Ma X., Huang Y., Qu W., Zhou F., Peng X., Kui H., Bin Z. Uncertainty Comparison Between ENDF/B-VIII.0 and ENDF/B-VII.1 for Fast Reactor BN-600 Using High-Precision Sampling Method. *Annals of Nuclear Energy*. 2021, v. 161, 108457; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108457>.
13. Wan C., Huang Y., Zheng Y., Cao L., Wu H. Nuclear-Data Adjustment Based on the Continue-Energy Cross-Section Library for the Fast Reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 2020, v. 143, 107453; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2020.107453>.
14. Griseri M., Fiorito L., Stankovskiy A., Van den Eynde G. Nuclear data uncertainty propagation on a sodium fast reactor. *Nuclear Engineering and Design*. 2017, v. 324, pp. 122-130; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.08.018>.
15. Vu T.M., Hartanto D. Study on the Sensitivity and Uncertainty of Nuclear Data to the Sodium-Cooled Linear Breed-and-Burn Fast Reactor Using SCALE 6.2 Code. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2021, v. 2021, 9997867; DOI: <https://doi.org/10.1155/2021/9997867>.

16. Zheng Y., Qiao L., Zhai Z., Du X., Xu Z. SARAX: A New Code for Fast Reactor Analysis Part II: Verification, Validation and Uncertainty Quantification. *Nuclear Engineering and Design*. 2018, v. 331, pp. 41-53; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2018.02.033>.
17. Tikhomirov G., Ternovykh M., Khomyakov Y., Suslov I. Independent Testing of New Generation Codes of the «Proryv» Project. *Nuclear Engineering and Design*. 2021, v. 384, 111497; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111497>.
18. 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, v. 1689, 012059; DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1689/1/012059>.
19. Ternovykh M., Tikhomirov G., Khomyakov Yu., Suslov I. Determination of Equilibrium Fuel Composition for Fast Reactor in Closed Fuel Cycle. *EPJ Web of Conferences*. 2017, v. 153, 07034; DOI: <https://doi.org/10.1051/epjconf/201715307034>.
20. Andrianova O.N., Golovko Yu.E., Jerdev G.M., Zadornov D.V., Koscheev V.N., Manturov G.N., Peregudov A.A., Tsibulya A.M. Testing Covariance Matrices of Uncertainties in the BNAB Data System. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2014, no. 2, pp. 109-117; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2014.2.12> (in Russian).

#### Authors

Chereshkov Dimitar Georgiev, Master's Student

E-mail: [dgchereshkov@mephi.ru](mailto:dgchereshkov@mephi.ru)

Ternovykh Mikhail Yurevich, Senior Lecturer

E-mail: [myternovykh@mephi.ru](mailto:myternovykh@mephi.ru)

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

E-mail: [gvtikhomirov@mephi.ru](mailto:gvtikhomirov@mephi.ru)

Ryzhkov Aleksandr Aleksandrovich, PhD Student

E-mail: [aaryzhkov@mephi.ru](mailto:aaryzhkov@mephi.ru)