

## ТЕСТИРОВАНИЕ КОВАРИАЦИОННЫХ МАТРИЦ ПОГРЕШНОСТЕЙ СИСТЕМЫ КОНСТАНТ БНАБ

О.Н. Андрианова, Ю.Е. Головки, Г.М. Жердев, Д.В. Задорнов,

В.Н. Кощев, Г.Н. Мантуров, А.А. Перегудов, А.М. Цибуля

*ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского».*

*249033, Россия, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1*



Возросший в последние годы интерес к работам по оценке погрешностей важнейших нейтронно-физических характеристик побуждает к развитию систем ковариационных ядерных данных. В свете последних достижений в этой области версия библиотеки ковариационных матриц погрешностей из системы групповых констант БНАБ-93 нуждалась в уточнении с привлечением дополнительной информации из современных библиотек нейтронных данных.

Работа посвящена тестированию библиотеки ковариационных матриц погрешностей, созданной на основании экспертных оценок для современной версии системы групповых констант БНАБ, в основе которой использована библиотека оцененных данных РОСФОНД-2010. Процесс тестирования представлял собой сравнение и анализ расчетных погрешностей средних сечений на спектре типичного быстрого реактора ковариационных данных системы БНАБ с аналогичными данными из современных библиотек, таких как ENDF/B, JENDL, COMMARA и др.

Для ряда тестовых моделей перспективных быстрых реакторов с жидко-металлическим теплоносителем выполнены расчеты погрешностей важнейших нейтронно-физических характеристик на основании ковариационных данных систем COMMARA и БНАБ. Проведен анализ основных источников погрешностей.

**Ключевые слова:** нейтронные данные, ковариационная матрица, критичность, модель быстрого реактора.

### БИБЛИОТЕКА КОВАРИАЦИОННЫХ ДАННЫХ БНАБ

Опубликованные данные по погрешностям нейтронных сечений и их корреляциям для основных реакторных материалов, таких как H, O, Na, Pb,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и другие, в настоящее время являются неполными и часто находятся в противоречии друг с другом.

При разработке ковариационных матриц в современной системе констант БНАБ были использованы источники двух типов.

Первый тип имеет характер экспертных оценок. К ним относятся хорошо известные среди специалистов ковариационные матрицы групповых констант БНАБ-78 [1], которые были разработаны в ФЭИ специалистами в области константного обеспечения и ориентированы, в первую очередь, на использование в области быстрых реакторов.

Другим источником ковариационных матриц погрешностей констант аналогичного характера послужили нейтронные данные из библиотеки ENDF/B-V.2.

© О.Н. Андрианова, Ю.Е. Головки, Г.М. Жердев, Д.В. Задорнов,

В.Н. Кощев, Г.Н. Мантуров, А.А. Перегудов, А.М. Цибуля, 2014

Еще один источник ковариационных данных аналогичного характера представлен в работе Пальмиотти в 2005 г. [2].

В целом, упомянутые выше оценки погрешностей не потеряли актуальности до настоящего времени, однако некоторые из них нуждаются в пересмотре и уточнении. Такой пересмотр был проведен с привлечением дополнительной информации о фактически наблюдаемом разбросе различных оценок констант указанных выше материалов при обработке нейтронных данных из современных библиотек нейтронных данных. Эти данные были отнесены ко второму типу, которые носят характер расчетных величин.

При пересмотре ковариационных данных были соблюдены следующие положения.

В случае, когда дисперсия оценки, определяемая формулой

$$D = \max |X_n - X^{cp}| / X^{cp}, \quad n = 1, \dots, N,$$

(здесь  $X_n$  – значение  $X$  согласно оценке  $n$ ;  $X^{cp}$  – среднее значение по  $N$  рассматриваемым оценкам), значительно превышала существующую погрешность в экспертных оценках, считалось целесообразным эту погрешность увеличить. Так же поступалось, когда были очевидные причины полагать, что экспертные оценки не учитывали некоторые значимые, по нашему мнению, источники. С другой стороны, если погрешности, принятые в упомянутых оценках, превышали наблюдаемую оценку дисперсии, то предпочтение отдавалось этим данным. Во-первых, потому что эта оценка широко используется по всему миру; во-вторых, при анализе дисперсии разных расчетных оценок нейтронных данных следует помнить, что они сильно зависимы (скоррелированы), и тем самым наблюдаемая дисперсия, оцениваемая как среднеквадратичный разброс оценок,

$$d = \frac{\sqrt{\frac{1}{N-1} \sum_{n=1}^N (X_n - X^{cp})^2}}{X^{cp}}$$

может дать меньшее значение возможной погрешности.

В то же время, погрешность экспертных оценок уменьшалась, когда имелись дополнительные подтверждения целесообразности ее уменьшения.

Существующая библиотека констант БНАБ содержит ковариационные матрицы погрешностей для практически всех важных материалов реактора – топлива, конструкционных материалов и теплоносителя, продуктов деления, актинидов. Матрицы погрешностей составлены для реакций  $(n,\gamma)$ ,  $(n,f)$ ,  $(n,p)$ ,  $(n,\alpha)$ ,  $(n,d)$ ,  $(n,t)$ ,  $(n,n)$ ,  $(n,n')$ ,  $(n,2n)$ , а также для полного и транспортного сечений и величины числа вторичных нейтронов  $\nu$  в 28-групповом представлении.

## ТЕСТИРОВАНИЕ КОВАРИАЦИОННЫХ ДАННЫХ

Тестирование ковариационных данных из библиотеки БНАБ было проведено путем сравнения погрешностей сечений, рассчитанных на спектре типичного быстрого реактора с жидкометаллическим теплоносителем (LMFBR) для различных источников ковариационных данных.

При расчетах погрешностей средних сечений требуется иметь как сами нейтронные сечения, так и их ковариационные данные. Таким образом, для расчетов были использованы следующие пары «сечения – ковариационные данные»: РОСФОНД – ABBN (ABBN), ENDF/B-V – ENDF/B-V (E52), ENDF/B-VII.1 – ENDF/B-VII.1 (E71), ENDF/B-VII.1 – COMMARA (CM20), JFF-3.1.2 – Palmiotti (PLO5), JENDL-3.3 – JENDL-3.3 (JL3) и JENDL-4.0 – JENDL-4.0 (JL40). В скобках указаны их краткие обозначения, которые используются в таблицах.

Полученные величины для основных делящихся реакторных материалов даны в табл. 1. Аналогичные данные для конструкционных материалов и материалов теплоносителей пред-

ставлены в табл. 2. Величина « $\nu$ -bar» рассчитывалась с весом сечения деления. Величина « $\nu_{inl}$ » рассчитывалась с учетом увода нейтронов под порог деления  $^{238}\text{U}$ .

Таблица 1

**Погрешности сечений для основных делящихся реакторных материалов, полученные из различных источников данных, %**

Тип сечения	Нуклид	E-52	PL05	ABBN	JL3	JL40	E-71	CM20	TL12
<i><math>\nu</math>-bar</i>	$^{235}\text{U}$	0.6	0.5	0.4	0.14	0.20	0.6	0.12	
	$^{238}\text{U}$	0.8	2.1	0.7	0.6	0.6	1.2	1.2	
	$^{239}\text{Pu}$	0.3	0.5	0.4	0.20	0.17	0.09	0.09	
	$^{240}\text{Pu}$	1.2	1.6	0.9		0.21		4.1	3.1
	$^{241}\text{Pu}$	1.9	0.5	1.3	0.30	0.6		0.27	0.14
<i>fis</i>	$^{235}\text{U}$	2.5	2.5	2.3	0.9	1.0	0.7	0.4	
	$^{238}\text{U}$	2.2	5.0	1.9	0.4	0.6	0.5	0.5	
	$^{239}\text{Pu}$	3.3	2.5	2.1	1.1	0.5	0.4	0.4	
	$^{240}\text{Pu}$	4.8	4.0	3.9	1.4	0.7	1.2	2.6	4.8
	$^{241}\text{Pu}$	3.0	5.4	2.6	0.7	1.4	0.7	0.7	4.4
<i>cap</i>	$^{235}\text{U}$	7.9	5.2	5.4	2.3	2.8	22.	14.	
	$^{238}\text{U}$	3.7	2.3	2.6	1.4	3.5	1.5	1.5	
	$^{239}\text{Pu}$	8.0	4.5	4.3	2.6	3.7	4.9	4.9	
	$^{240}\text{Pu}$	8.8	7.8	6.9	1.7	4.0	2.8	5.2	7.3
	$^{241}\text{Pu}$	7.3	8.8	8.1	2.8	7.3	12.	12.	10.
<i>inl</i>	$^{235}\text{U}$		10.	17.	5.1	12.	5.8	5.9	
	$^{238}\text{U}$	11.	14.	14.	9.2	9.9	18.	19.	
	$^{239}\text{Pu}$		10.	17.	20.	9.9	19.	19.	
	$^{240}\text{Pu}$		15.	15.	9.7	7.5	29.	29.	1.6
	$^{241}\text{Pu}$		15.	20.	23.	19.	23.	23.	3.7

Таким образом, ковариационные данные из библиотеки констант БНАБ можно отнести скорее к «пессимистическому» типу данных, отражающих экспертную оценку погрешностей сечений.

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОГРЕШНОСТЕЙ СЕЧЕНИЙ И ВКЛАДОВ ИХ В ПОГРЕШНОСТЬ КРИТИЧНОСТИ ДЛЯ НЕКОТОРЫХ МОДЕЛЕЙ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Для типичных моделей быстрых реакторных установок были определены погрешности сечений и вклады их в погрешность критичности соответствующей РУ.

В качестве расчетных были взяты тестовые модели быстрых реакторов типа БН-1200 (для нитридной и оксидной загрузки), БН-800, БН-600, МБИР, СВБР, БРЕСТ [3 – 8].

В таблице 3 представлено краткое описание этих моделей по составу топлива и теплоносителя.

Для каждой модели были рассчитаны коэффициенты чувствительности, показывающие относительное изменение в коэффициенте размножения системы при относительном изменении в нейтронных сечениях для данного изотопа, реакции и энергии. Для этой цели использовался программный комплекс СКАЛА [9, 10].

В расчетах были использованы погрешности нейтронных сечений для следующих нуклидов:  $\sigma_c$ ,  $\sigma_f$ ,  $\nu$ ,  $\sigma_{in}$  для  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ ;  $\sigma_c$ ,  $\sigma_f$ ,  $\nu$  для  $^{240}\text{Pu}$ ;  $\sigma_f$ ,  $\nu$  для  $^{241}\text{Pu}$ ;  $\sigma_c$ ,  $\sigma_{el}$ ,

$\sigma_{in}$  для железа;  $\sigma_c$ ,  $\sigma_{in}$  для висмута и свинца;  $\sigma_c$ ,  $\sigma_{el}$  для азота;  $\sigma_{in}$ ,  $\sigma_{el}$  для натрия;  $\sigma_{el}$  для кислорода.

Таблица 2

**Погрешности сечений для основных конструкционных материалов и материалов теплоносителей, полученные из различных источников данных, %**

Тип сечения	Нуклид	E-52	PL05	ABBN	JL3	JL40	E-71	CM20	TL12
cap	Fe	9.1	4.9	6.5	7.9	7.7	7.3	7.0	5.0
	Cr	9.0	5.7	7.0			2.1	6.4	12.
	Ni	8.8	5.8	6.6	4.6	2.8	4.3	3.0	5.2
	N	14.		11.					
	Na	12.	5.1	9.3	23.	5.8	1.4	3.5	2.6
	Pb	6.2	12.	14.			4.2	4.9	6.3
	Bi		11.	20.			13.	14.	2.4
inl	Fe	4.5	14.	6.5	10.	7.8	4.2	4.3	1.1
	Cr	3.5	13.	11.			4.1	3.9	1.4
	Ni	3.5	20.	11.	5.0	3.4	4.8	4.7	1.6
	N	6.0		15.					
	Na	7.4	30.	20.	3.0	12.	7.1	7.2	2.2
	Pb	5.0	40.	6.7			1.4	1.4	0.8
	Bi		40.			3.5	6.4	6.4	4.1

Таблица 3

**Краткое представление расчетных моделей по составу топлива и теплоносителя**

Тип реактора	БН-1200	БН-800	БН-600	МБИР	СВБР	БРЕСТ
Вид топлива						
МОХ	+	+		+		
Урановое			+		+	
Нитридное	+					+
Вид теплоносителя						
Na	+	+	+	+		
Pb						+
Pb+Bi					+	

## РЕЗУЛЬТАТЫ ОЦЕНКИ ТОЧНОСТИ РАСЧЕТНОГО ПРЕДСКАЗАНИЯ КРИТИЧНОСТИ

В таблицах 4 и 5 приведены результаты расчета вклада в погрешность  $k_{эфф.}$  от неопределенностей в сечениях, рассчитанную при помощи теории возмущения (расчет по коэффициентам чувствительности) на основе ковариационных данных систем БНАБ и COMMARA [11] для отобранных тестовых моделей быстрых реакторов.

Звездочкой в ячейках таблиц отмечены величины погрешностей, для которых отсутствуют данные в соответствующих библиотеках. В связи с этим в расчетах погрешностей принималась наиболее консервативная оценка.

Как видно из табл. 4, 5, основными вкладчиками в погрешность  $k_{эфф.}$  для систем с МОХ-топливом и натриевым теплоносителем являются захват и сечение неупругого рассеяния на  $^{238}\text{U}$ , сечения захвата, деления и величина  $nu$ -bar на  $^{239}\text{Pu}$ .

Таблица 4

**Результаты расчета вклада в погрешность  $K_{эфф.}$  от неопределенностей в сечениях на основе ковариационных данных системы БНАБ, %**

Вклад в погрешность		БН-1200 MOX	БН-1200 Nitride	БН-800	БН-600	МБИР	БРЕСТ	СВБР
$^{235}\text{U}$	$\sigma_c$	<0.005	<0.005	0.40	0.54	<0.005	<0.005	0.55
	$\sigma_f$	0.01	0.01	0.83	1.04	0.01	0.01	1.03
	$\nu$	<0.005	<0.005	0.28	0.37	<0.005	<0.005	0.36
	$\sigma_{in}$	<0.005	<0.005	0.06	0.06	<0.005	<0.005	0.09
$^{238}\text{U}$	$\sigma_c$	0.60	0.65	0.55	0.53	0.24	0.67	0.70
	$\sigma_f$	0.14	0.18	0.15	0.14	0.09	0.17	0.16
	$\nu$	0.08	0.10	0.08	0.08	0.05	0.09	0.10
	$\sigma_{in}$	0.57	0.71	0.36	0.28	0.18	0.67	0.54
$^{239}\text{Pu}$	$\sigma_c$	0.23	0.18	0.07	–	0.25	0.20	–
	$\sigma_f$	1.03	1.03	0.31	–	1.34	1.21	–
	$\nu$	0.30	0.29	0.09	–	0.39	0.32	–
	$\sigma_{in}$	0.05	0.05	0.01	–	0.04	0.06	–
$^{240}\text{Pu}$	$\sigma_c$	0.16	0.13	0.01	–	0.04	0.12	–
	$\sigma_f$	0.15	0.16	0.01	–	0.06	0.16	–
	$\nu$	0.05	0.05	<0.005	–	0.02	0.05	–
$^{241}\text{Pu}$	$\sigma_f$	0.21	0.19	–	–	0.03	0.07	–
	$\nu$	0.15	0.14	–	–	0.02	0.05	–
O	$\sigma_{el}$	0.10	–	0.05	0.05	0.03	–	0.09
N	$\sigma_c$	–	0.39	–	–	–	0.34	–
	$\sigma_{el}$	–	0.60*	–	–	–	0.84*	–
Na	$\sigma_{el}$	0.19	0.21	0.07	0.05	0.09	–	–
	$\sigma_{in}$	0.16	0.15	0.11	0.07	0.09	–	–
Pb	$\sigma_c$	–	–	–	–	–	0.13	0.03
	$\sigma_{in}$	–	–	–	–	–	0.32	0.07
Bi	$\sigma_c$	–	–	–	–	–	–	0.07
	$\sigma_{in}$	–	–	–	–	–	–	0.14
Fe	$\sigma_c$	0.11	0.09	0.08	0.08	0.11	0.09	0.06
	$\sigma_{el}$	0.09	0.11	0.03	0.03	0.10	0.18	0.05
	$\sigma_{in}$	0.14	0.13	0.09	0.07	0.10	0.12	0.06
Суммарный		1.47	1.69	1.25	1.39	1.48	1.68	1.54

Что касается систем с урановым топливом и натриевым теплоносителем, то здесь основные вкладчики – это сечения захвата, деления и величина  $\nu$ -bar на  $^{235}\text{U}$ , а также сечение захвата и неупругого рассеяния на  $^{238}\text{U}$ . В системах с нитридным топливом основными вкладчиками являются захват и сечение неупругого рассеяния на  $^{238}\text{U}$ , сечения захвата, деления и величина  $\nu$ -bar на  $^{239}\text{Pu}$ , а также захват и сечение упругого рассеяния на азоте.

Исходя из приведенных таблиц можно заключить, что погрешности, полученные на основе ковариационных данных системы COMMARA, ниже, чем погрешности, полученные на основе ковариационных данных БНАБ.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Среди выбранных для тестирования пар «сечения – ковариационные\_данные» погрешности нейтронных данных с учетом их корреляций для системы констант БНАБ по сравнению с большинством оценок являются наиболее «пессимистическими» как для основных делящихся реакторных материалов, так и для изотопов теплоносителей и конструкционных материалов.

Таблица 5

**Результаты расчета вклада в погрешность  $k_{эфф.}$  от неопределенностей в сечениях на основе ковариационных данных системы COMMARA, %**

Вклад в погрешность		БН-1200 MOX	БН-1200 Nitride	БН-800	БН-600	МБИР	БРЕСТ	СВБР
$^{235}\text{U}$	$\sigma_c$	0.01	0.01	1.02	1.39	0.01	0.01	1.46
	$\sigma_f$	<0.005	<0.005	0.18	0.23	<0.005	<0.005	0.23
	$\nu$	<0.005	<0.005	0.07	0.09	<0.005	<0.005	0.09
	$\sigma_{in}$	<0.005	<0.005	0.02	0.01	<0.005	<0.005	0.04
$^{238}\text{U}$	$\sigma_c$	0.31	0.31	0.27	0.26	0.12	0.30	0.33
	$\sigma_f$	0.04	0.05	0.04	0.04	0.03	0.05	0.04
	$\nu$	0.14	0.18	0.14	0.13	0.09	0.17	0.17
	$\sigma_{in}$	0.81	1.02	0.49	0.37	0.25	0.96	0.73
$^{239}\text{Pu}$	$\sigma_c$	0.26	0.21	0.08	-	0.29	0.24	-
	$\sigma_f$	0.19	0.18	0.05	-	0.23	0.21	-
	$\nu$	0.06	0.05	0.02	-	0.07	0.06	-
	$\sigma_{in}$	0.08	0.08	0.01	-	0.04	0.11	-
$^{240}\text{Pu}$	$\sigma_c$	0.12	0.10	<0.005	-	0.04	0.10	-
	$\sigma_f$	0.10	0.11	<0.005	-	0.04	0.11	-
	$\nu$	0.29*	0.30*	0.01*	-	0.12*	0.28*	-
$^{241}\text{Pu}$	$\sigma_f$	0.05	0.05	<0.005	-	0.01	0.02	-
	$\nu$	0.56*	0.52*	0.01*	-	0.08*	0.18*	-
O	$\sigma_{el}$	0.09	-	0.01	0.02	0.01	-	0.03
N	$\sigma_c$	-	2.10	-	-	-	1.87	-
	$\sigma_{el}$	-	0.10	-	-	-	0.14	-
Na	$\sigma_{el}$	0.09	0.10	0.03	0.02	0.05	-	-
	$\sigma_{in}$	0.07	0.06	0.04	0.02	0.04	-	-
Pb	$\sigma_c$	-	-	-	-	-	0.06	0.01
	$\sigma_{in}$	-	-	-	-	-	0.03	0.01
Bi	$\sigma_c$	-	-	-	-	-	-	0.14*
	$\sigma_{in}$	-	-	-	-	-	-	0.23*
Fe	$\sigma_c$	0.13	0.11	0.11	0.11	0.14	0.12	0.09
	$\sigma_{el}$	0.06	0.07	0.01	0.01	0.08	0.13	0.03
	$\sigma_{in}$	0.13	0.13	0.07	0.05	0.10	0.14	0.05
Суммарный		1.17	2.47	1.20	1.50	0.55	2.21	1.73

Результаты оценки константной составляющей погрешности расчетов  $k_{эфф.}$  тестовых моделей быстрых реакторов типа БН-1200 (для нитридной и оксидной загрузки), БН-800, БН-600, МБИР, СВБР, БРЕСТ за счет погрешностей исходных нейтронных данных систем БНАБ и COMMARA показали:

– основными вкладчиками в погрешность  $k_{эфф.}$  для систем с MOX-топливом с натриевым теплоносителем являются сечения захвата и неупругого рассеяния для  $^{238}\text{U}$ , а также сечения захвата, деления и величина *nu-bar* для  $^{239}\text{Pu}$ ;

– для систем с урановым топливом с натриевым теплоносителем основными источниками погрешностей являются сечения захвата, деления и величина *nu-bar* для  $^{235}\text{U}$ , а также сечения захвата и неупругого рассеяния на  $^{238}\text{U}$ ;

– в системах с нитридным топливом основными вкладчиками являются сечения захвата и неупругого рассеяния на  $^{238}\text{U}$ , сечения захвата, деления и величина *nu-bar* на  $^{239}\text{Pu}$ . Также существенное влияние на погрешность  $k_{эфф.}$  оказывают захват и сечение упругого рассеяния на азоте.

Результаты расчетов тестовых моделей подтверждают сделанный ранее вывод о том,



что оценки погрешностей, полученные на основе ковариационных данных системы COMMARA, являются более «оптимистичными» по отношению к оценкам, полученным на основе ковариационных данных БНАБ.

### Литература

1. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. – М.: Энергоиздат, 1981.
2. Palmiotti G., Salvatores M. Proposal for nuclear data covariance matrix, JEFDOC 1063 Rev.1, January 20, 2005.
3. Khomyakov Yu.S., Eliseev V.A., Malysheva V.I. et al., Optimization of Parameters of MOX Fuel Core of Sodium Cooled Large Size Fast Reactor. Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009.
4. Matveev V.I., Chebeskov A.N., Cherny V.A. et al. Studies, Development and Justification of Core with Zero Sodium-Void Reactivity Effect of the BN-800 Reactor. In Proc. of the International topical meeting on Sodium Cooled Fast Reactor Safety. Obninsk, Russia, October 3-7, 1994.
5. BN-600 Hybrid Core Benchmark Analysis, IAEA TecDoc- 1623, Vienna, IAEA, February 2010.
6. Smirnov V. Orlov, V. The lead cooled fast reactor benchmark BREST-300: analysis with sensitivity method. Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications Palais des Papes, Avignon, France, September 12-15, 2005, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2005).
7. Zrodnikov A.V., Dragunov U.G., Stepanov V.S., Toshinsky G.I. et al. «SVBR-75/100 – Lead-bismuth cooled small power modular fast reactor for multi-purpose usage», In Proc. of the International conference “Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear Power”, Vienna, 23–26 June 2003, IAEA-CSP-24, 2004. – P. 371.
8. Романова Н.В., Юхнов Б.М., Мамедов Т.С. Компонентные решения контуров теплоотвода РУ МБИР с натриевым теплоносителем, ОАО «НИКИЭТ» 2011г.
9. Jerdev G.M., SKALA – The Computing System for an Estimation of Nuclear and Radiation Safety, M&C-2005/ Avignon, France, September 12–15 2005.
10. Blyskavka A.A., Jerdev G.M., Manturov G.N. et al. Use of the SKALA Code Package for Computing Criticality and its Uncertainty. Proc. of International Conference on Nuclear Safety (ICNC’07), St. Petersburg, Russia, May 28 – June 1, 2007.
11. Herman M., Oblozinsky P., Mattoon C.M. et al. COMMARA-2.0 Neutron Cross Section Covariance Library, BNL-94830-2011.

Поступила в редакцию 03.09.2013

### Авторы

Андрианова Ольга Николаевна, научный сотрудник

E-mail: bnab@ipre.ru

Головко Юрий Евгеньевич, научный сотрудник

E-mail: bnab@ipre.ru

Жердев Геннадий Михайлович, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: jerdev@ipre.ru

Задорнов Дмитрий Витальевич, аспирант

E-mail: bnab@ipre.ru

Кощеев Владимир Николаевич, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ipre.ru

Мантуров Геннадий Николаевич, начальник лаборатории, канд. физ.-мат. наук

E-mail: mant@ipre.ru

Перегудов Антон Александрович, младший научный сотрудник

E-mail: bnab@ipre.ru

Цибуля Анатолий Макарович, советник директора, канд. физ.-мат. наук

E-mail: tsib@ipre.ru

## TESTING COVARIANCE MATRICES OF UNCERTAINTIES IN THE BNAB DATA SYSTEM

Andrianova O.N., Golovko Yu.E., Jerdev G.M., Zadornov D.V., Koscheev V.N., Manturov G.N.,  
Peregudov A.A., Tsibulya A.M.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power  
Engineering named after A.I. Leypunsky (SSC RF-IPPE).  
1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

The growing interest in evaluation of computational uncertainties in the main neutron-physical characteristics led to the development of nuclear data covariance libraries. Taking into account the recent achievements in this area, the covariance matrices of uncertainties in the BNAB-93 group constant library needed to be verified which could be done by using additional information from current neutron data libraries.

The present work is focused on testing covariance matrices of uncertainties which were derived from expert evaluation of the current version of the BNAB group constants library based on evaluated data files RUSFOND-2010. The testing process involved comparing and analyzing computational uncertainties of average cross-sections for typical fast reactor spectra from the BNAB covariance data library with similar data from other current libraries (like ENDF/B, JENDL, COMMARA and others).

In addition, uncertainties of important neutron-physics characteristics have been calculated for numerous test models of advanced liquid-metal-cooled fast reactors based on COMMARA and BNAB covariance data libraries. The main sources of uncertainties have been analyzed.

**Key words:** neutron data, covariance matrix, criticality, fast reactor model.

### REFERENCES

1. Abagjan L.P., Bazazjanc N.O., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. *Gruppovye konstanty dlja rascheta reaktorov i zashhity* [Group constants for reactor and shielding calculations]. Moscow, Energoizdat Publ. 1981. 232 p. (in Russian).
2. G. Palmiotti, M. Salvatores, Proposal for nuclear data covariance matrix, JEFDOC 1063 Rev.1, January 20, 2005
3. Khomyakov Yu.S., Eliseev V.A., Malysheva I.V., Matveev V.I., Tsibulya A.M. Optimization of Parameters of MOX Fuel Core of Sodium Cooled Large Size Fast Reactor. Proceedings of Global 2009, Paris, France, September 6-11, 2009.
4. Matveev V.I., Chebeskov A.N., Cherny V.A., Krivitski I.Yu., Kirushin A.I., Belov S.B., Vasiljev B.A.. Studies, Development and Justification of Core with Zero Sodium-Void Reactivity Effect of the BN-800 Reactor. In Proc. of the International topical meeting on Sodium Cooled Fast Reactor Safety. Obninsk, Russia, October 3-7, 1994.
5. BN-600 Hybrid Core Benchmark Analysis, IAEA TecDoc- 1623, Vienna, IAEA, February 2010.
6. Smirnov V., Orlov V. The lead cooled fast reactor benchmark BREST-300: analysis with sensitivity method. Mathematics and Computation, Supercomputing, Reactor Physics and Nuclear and Biological Applications Palais des Papes, Avignon, France, September 12-15, 2005, on CD-ROM, American Nuclear Society, LaGrange Park, IL (2005).
7. Zrodnikov A.V., Chitaykin V.I., Toshinsky G.I., Grigoriev O.G., Dragunov U.G., Stepanov V.S., Klimov N.N., Kopytov I.I., Krushelnitsky V.N., Grudakov A.A.. "SVBR-75/100 — Lead-bismuth cooled small power modular fast reactor for multi-purpose usage", In Proc. of the International conference "Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear Power", Vienna, 23–26 June 2003, IAEA-CSP-24, 2004, p.371.
8. Romanova N.V., Juhnov B.M., Mamedov T.S., Komponovochnye reshenija konturov teplootvoda RU MBIR s natrievym teplonositelem [Layout solutions of heat sink lines



with sodium-cooled MBIR reactor assembly]. Moscow, OAO «NIKIET», 2011.

9. Jerdev G.M. SKALA – The Computing System for an Estimation of Nuclear and Radiation Safety, M&C-2005/ Avignon, France, September 12–15 2005.

10. Blyskavka A.A., Jerdev G.M., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Raskach K.F, Tsibulya A.M.. Use of the SKALA Code Package for Computing Criticality and its Uncertainty. Proc. of International Conference on Nuclear Safety (ICNC'07), St. Petersburg, Russia, May 28 – June 1, 2007.

11. M. Herman, P. Oblo~inskэ, C.M. Mattoon, M. Pigni, S. Hoblit, S.F. Mughabghab, A. Sonzogni, P. Talou, M.B. Chadwick, G.M. Hale, A.C. Kahler, T. Kawano, R.C. Little, P.G. Young, COMMARA-2.0 Neutron Cross Section Covariance Library, BNL- 94830-2011, 2011.

### Authors

Andrianova Ol'ga Nikolaevna, Research Officer

E-mail: bnab@ippe.ru

Golovko Yury Evgen'evich, Research Officer

E-mail: bnab@ippe.ru

Jerdev Gennady Mikhailovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phis.-Math.)

E-mail: jerdev@ippe.ru

Zadornov Dmitry Vital'evich, Postgraduate

E-mail: bnab@ippe.ru

Koscheev Vladimir Nikolaevich, Senior researcher, Cand. Sci. (Phis.-Math.)

E-mail: bnab@ippe.ru

Manturov Gennady Nikolaevich, Head of laboratory, Cand. Sci. (Phis.-Math.)

E-mail: mant@ippe.ru

Peregudov Anton Aleksndrovich, Junior Researcher

E-mail: bnab@ippe.ru

Tsibulya Anatoly Makarovich, Director Adviser, Cand. Sci. (Phis.-Math.)

E-mail: tsib@ippe.ru