

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА GRS ДЛЯ ОЦЕНКИ ПОГРЕШНОСТИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПЕРСПЕКТИВНОГО БЫСТРОГО РЕАКТОРА

А.А. Перегудов, О.Н. Андрианова, Г.Н. Мантуров,
К.Ф. Раскач, М.Ю. Семенов, А.М. Цибуля
ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ имени А.И. Лейпунского», г. Обнинск



В последнее время появилось много работ по оценкам погрешности расчетных функционалов реакторных установок методом GRS (Generation Random Sampled). Метод основан на прямом розыгрыше соответствующих ковариационных матриц входных данных, в результате которого формируются случайные наборы входных параметров, с использованием которых выполняются многочисленные расчеты, после чего производится статистическая обработка полученных наборов расчетных функционалов и определяется погрешность искомого функционала. В статье описывается методика использования метода GRS для оценки погрешностей функционалов (DPA, энерговыделение, $k_{эфф}$) перспективного быстрого натриевого реактора большой мощности типа БН. Расчеты проводились по программам TRIGEX и MMKENO.

Ключевые слова: расчет, оценка погрешности, ковариационные матрицы, GRS-метод, модель реактора типа БН, $k_{эфф}$, DPA, энерговыделение, коды TRIGEX, MMK.

ВВЕДЕНИЕ

Задача оценки погрешностей расчетов за счет неопределенностей в исходных данных – ядерно-физических констант и технологических параметров реакторной установки (материальных составов и геометрических характеристик расчетной модели) является одной из важнейших задач нейтронно-физического расчета. Ее классическое решение основано на использовании коэффициентов чувствительности (H) рассчитываемых характеристик к исходным данным – физическим константам, размерам зон и концентрациям материалов [1]. Зная матрицы погрешностей констант и технологических параметров (W) можно оценить искомую расчетную погрешность по следующей формуле:

$$\Delta = (H W H^T)^{1/2}. \quad (1)$$

Сильными сторонами этого метода является развитая схема учета интегральных и макроскопических экспериментов при анализе погрешностей и относительно малая трудоемкость.

Однако у этого подхода имеются слабые стороны. Во-первых, развитые формулы для расчетов чувствительности позволяют производить оценку погрешностей лишь в ли-

© А.А. Перегудов, О.Н. Андрианова, Г.Н. Мантуров,
К.Ф. Раскач, М.Ю. Семенов, А.М. Цибуля, 2014

нейном приближении. Во-вторых, и это главное, при оценке погрешностей большого числа разнообразных расчетных величин, к тому же распределенных по пространству (как нейтронный поток и энерговыделение, дозовые характеристики, спектральные индексы и т.д.), требуется для каждой из них строить отдельно теорию возмущений для расчета коэффициентов чувствительности, и не для всех из них эта задача может быть решена.

В связи с исключительно быстро растущими вычислительными мощностями внимание специалистов начал привлекать другой подход к оценке погрешностей расчетов, основанный на статистическом разыгрывании коррелированных (в общем случае) наборов исходных расчетных данных – наборов ядерных констант, а также материальных и геометрических параметров расчетной модели с последующим многократным пересчетом всех характеристик (на основе указанных наборов) и статистической обработкой полученных результатов. При этом получают выборочные оценки погрешностей сразу всех расчетных характеристик, а также их корреляционные свойства в виде полных ковариационных матриц погрешностей.

Достоинством данной методики является ее универсальность, возможность применения для оценки неопределенности различных типов входных параметров модели (ядерных констант, технологических параметров и т.п.). Одновременно в одном цикле расчета оцениваются и величины, и погрешности расчетных величин, необходимых для обоснования реакторной установки (эффективный коэффициент размножения, энерговыделение, коэффициент воспроизводства и др.).

К недостаткам метода можно отнести некоторые трудности при учете результатов интегральных и макроскопических экспериментов, для которых в случае использования коэффициентов чувствительности построена достаточно обоснованная теория.

Оба метода оценки погрешностей расчетов хорошо дополняют друг друга. Опыт использования метода статистического разыгрывания исходных данных, однако, пока невелик. В работе сделана одна из первых попыток применить этот метод к оценке погрешностей расчетных характеристик быстрого натриевого реактора большой мощности типа БН.

МЕТОДИКА ОЦЕНКИ КОНСТАНТНЫХ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПОГРЕШНОСТЕЙ (GRS)

Методика GRS оценки технологической и константной составляющей погрешности расчета базируется на методе Монте-Карло [2 – 4].

Методика основана на многократном розыгрыше случайных наборов входных данных на расчет физических характеристик модели реактора (ядерных констант, геометрических и материальных параметров модели) с использованием соответствующих ковариационных матриц погрешностей (параметров модели и групповых констант).

Исследовалась модель быстрого натриевого реактора большой мощности типа БН. В расчетах в качестве базовой библиотеки нейтронных констант использовалась библиотека БНАБ-93 [5]. Расчеты проводились по диффузионной программе TRIGEX [6] и программе метода Монте-Карло MMKKENO [7].

На рисунке 1 показана схема расчета вклада погрешностей от нейтронных данных и технологических параметров в результаты расчета нейтронно-физических характеристик модели реактора типа БН с использованием программ TRIGEX и MMK.

ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНОЙ СХЕМЫ

Шаг 0. Формирование пользователем и подключение файлов входных параметров. Под входными параметрами понимаются наборы различных нейтронных библиотек констант и технологических (материальные составы, размеры зон) параметров с их погрешностями и корреляциями (ковариационными матрицами).

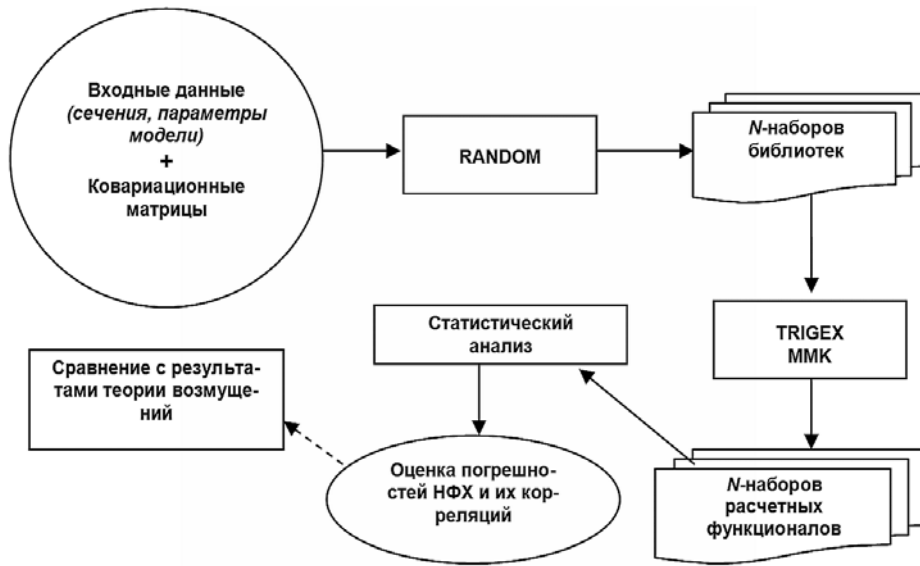


Рис. 1. Схема расчета с использованием метода GRS

Шаг 1. Разыгрывание случайным образом наборов входных параметров согласно их ковариационным матрицам. Число разыгрываемых наборов определяется из условия достижения выбранного уровня достоверности. При этом используется нормальное распределение вероятностей с плотностью

$$f(\mathbf{x}) = \exp \left[-(\mathbf{x} - \boldsymbol{\mu})^T \mathbf{W}^{-1} (\mathbf{x} - \boldsymbol{\mu}) / 2 \right] / [(2\pi)^n \cdot \det^{1/2}(\mathbf{W})], \quad (2)$$

где \mathbf{x} – случайный вектор размерности n ; $\boldsymbol{\mu}$ – соответствующий вектор ожиданий; \mathbf{W} – ковариационная матрица.

Задача заключается в генерации вектора случайных чисел \mathbf{X} , распределенных по нормальному закону с соответствующим вектором средних значений $\boldsymbol{\mu}$ и ковариационной матрицей \mathbf{W} :

$$\mathbf{x} \equiv N(\mathbf{X}, \boldsymbol{\mu}, \mathbf{W}). \quad (3)$$

При этом проверяется, чтобы ковариационная матрица была положительно определенной. Отрицательно определенной матрица может быть, например, в случае некорректной ее оценки либо из-за проблем, связанных с округлением корреляционных членов.

Положительно определенная симметрическая матрица может быть разложена на верхнюю и нижнюю треугольные матрицы, получающиеся друг из друга операцией транспонирования [8]:

$$\mathbf{W} = \mathbf{L} \mathbf{L}^T, \quad (4)$$

где

$$\mathbf{L} = \begin{bmatrix} l_{1,1} & 0 & 0 & \dots & 0 \\ l_{2,1} & l_{2,2} & 0 & \dots & 0 \\ l_{3,1} & l_{3,2} & l_{3,3} & \dots & 0 \\ \vdots & \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ l_{n,1} & l_{n,2} & l_{n,3} & \dots & l_{n,n} \end{bmatrix}. \quad (5)$$

Случайный вектор \mathbf{x} может быть определен по формуле

$$\mathbf{x} = \boldsymbol{\mu} + \mathbf{L}\mathbf{z}, \quad (6)$$

где компоненты вектора \mathbf{z} – стандартные (с нулевым математическим ожиданием и единичным среднеквадратичным отклонением) независимые нормально распределенные

случайные величины.

Шаг 2. Подключается необходимый расчетный модуль TRIGEX или ММК, формируется входное задание для каждого набора сгенерированных параметров и проводится столько расчетов, сколько имеется наборов сгенерированных входных параметров.

Шаг 3. Сбор и статистическая обработка результатов расчетов, в результате чего получаются не только средние значения функционалов, но также их погрешности и матрицы корреляций между ними.

ОПИСАНИЕ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА

В качестве расчетной взята тестовая модель быстрого натриевого реактора большой мощности [9], картограмма модели представлена на рис. 2. Активная зона реактора состоит из набора сборок – топливных ТВС, ТВС БЗВ (боковая зона воспроизводства), стержней и гильз СУЗ, сборок борной защиты СБЗ и отработавших ТВС ВРХ (верхнее реакторное хранилище), расположенных в реакторе по гексагональной решетке с шагом 18,63 см. Трехмерная расчетная модель сформирована из гексагональных ячеек. В каждой радиальной зоне топливные составы приняты одинаковыми (усредненные по сборкам, отработавшим различное количество интервалов между перегрузками). В зоне БЗВ отдельно выделены ТВС первого и второго рядов.

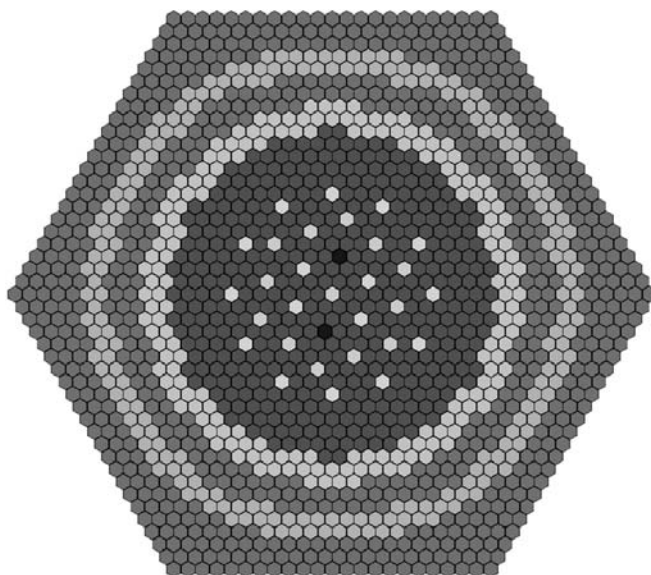


Рис. 2. Картограмма расчетной модели реактора

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА КОНСТАНТНОЙ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ПОГРЕШНОСТЕЙ

В качестве расчетной библиотеки констант была взята библиотека БНАБ-93. В таблице 1 представлены погрешности нейтронных сечений этой библиотеки констант, оказывающие наибольший вклад на расчетные величины быстрого натриевого реактора. В таблице 2 приведены неопределенности в технологических параметрах для рассмотренной модели реактора типа БН.

С помощью описанной методики и программ TRIGEX и ММК для тестовой модели реактора БН были вычислены погрешности в $k_{эфф}$, скорости реакции накопления повреждающей дозы (DPA) и энерговыделения (по активной зоне).

В таблице 3 приведены результаты расчета вклада в погрешность $k_{эфф}$ от неопределенностей в сечениях, найденного при помощи теории возмущения (ТВ) и с помощью

GRS-метода – розыгрыша коррелированных случайных величин для 200, 400, 600 пакетов (наборов входных данных).

Таблица 1

Неопределенности нейтронных данных

Изотоп	Нейтронные сечения
Pu-239	σ_c, σ_f, ν
U-238	$\sigma_c, \sigma_{in}, \sigma_{el}$
Na	σ_{in}, σ_{el}
Fe	σ_c, σ_{in}

Таблица 2

Неопределенности технологических параметров

Параметр	Неопределенность, %
Линейная плотность топлива	0.5
Атомная доля Pu-239 в Pu	1
Массовая доля PuO ₂ в топливе	0.5
Атомная доля Cr	5
Атомная доля Ni	5
Атомная доля Mn	20
Линейная плотность стали	0.5
Высота активной зоны	0.5
Шаг сетки	0.5

Таблица 3

Погрешность $k_{эфф}$ от неопределенностей в сечениях, %

Расчет с использованием		TRIGEX (GRS)			TRIGEX (TB)	MMK (GRS)		
		200	400	600		200	400	600
Pu-239	σ_c	0.22	0.22	0.23	0.22	0.23	0.23	0.24
	σ_f	1.21	1.27	1.23	1.19	1.22	1.28	1.25
	ν	0.32	0.33	0.32	0.32	0.33	0.33	0.33
	$\sigma_c + \sigma_f + \nu$	1.31	1.33	1.32	1.23	1.33	1.34	1.33
U-238	$\sigma_c + \sigma_{in} + \sigma_{el}$	0.96	0.98	0.97	0.80	0.97	0.99	0.98
Fe	$\sigma_c + \sigma_{in}$	0.31	0.29	0.30	0.18	0.33	0.31	0.31
Na	$\sigma_{in} + \sigma_{el}$	0.08	0.08	0.09	0.09	0.08	0.09	0.09
Pu-239	$\sigma_c + \sigma_f + \nu$	1.49	1.51	1.50	1.48	1.51	1.52	1.51
Fe	$\sigma_c + \sigma_{in}$							
U-238	$\sigma_c + \sigma_{in} + \sigma_{el}$							
Na	$\sigma_{in} + \sigma_{el}$							

Вклад в $k_{эфф}$ от технологических неопределенностей для рассмотренной модели реактора БН с использованием данных табл. 2 составил 0.6%.

На рисунках 3 и 4 показаны графики распределения скорости реакции накопления повреждающей дозы в конструкционных материалах (DPA) и энерговыделения по активной зоне реактора в радиальном направлении по кассетам модели реактора (рис. 2). Там же представлены рассчитанные величины погрешностей от нейтронных и технологических параметров.

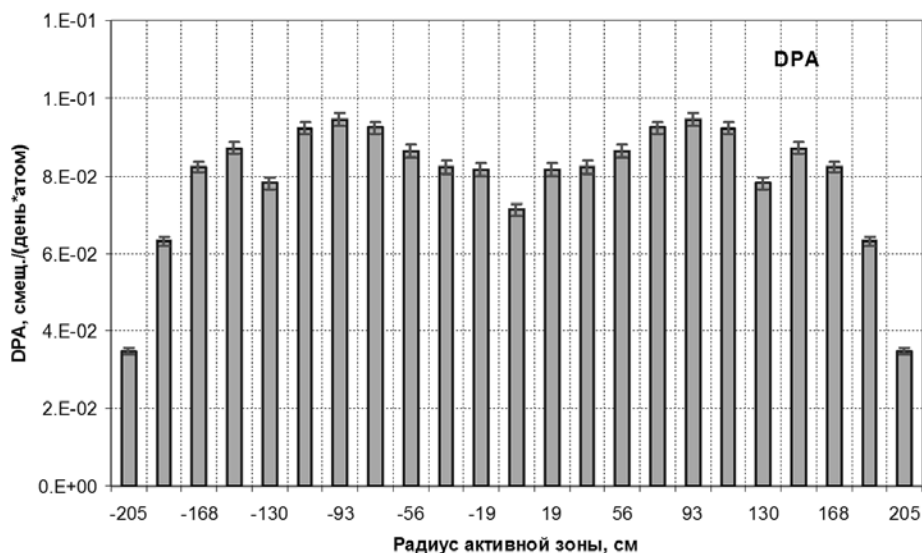


Рис. 3. Скорость накопления повреждающей дозы с оцененными погрешностями

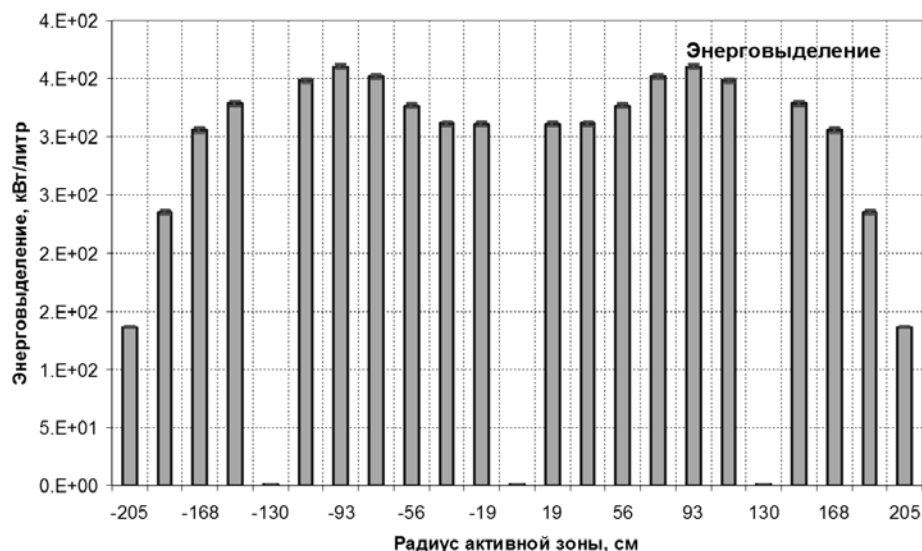


Рис. 4. Энерговыделение по активной зоне реактора с оцененными погрешностями

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработаны методика и расчетный инструмент для оценки погрешностей нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов с возможностью ведения многопоточных (распараллеленных) расчетов. Методика основана на использовании GRS-метода и расчетных кодов TRIGEX и ММК.

На примере модели перспективного быстрого реактора типа БН проведены расчеты влияния константной и технологической погрешностей на неопределенности таких функционалов, как $k_{эфф}$, энерговыделение и DPA.

Преимущество GRS-метода при расчете погрешностей нейтронно-физических характеристик заключается в том, что не требуется проведения расчетов коэффициентов чувствительностей для каждого типа функционала; в одном цикле расчетов оцениваются погрешности всех величин, таких как $k_{эфф}$, скорости реакций, энерговыделение, DPA, коэффициент воспроизводства и т.д.

Существенно важным этапом дальнейшего развития данной методики является получение полного набора ковариационных матриц, удовлетворяющих всем условиям алгоритма розыгрыша коррелированных случайных величин, а также включение в эти матрицы информации об интегральных экспериментах.

Литература

1. Мантуров Г.Н. Система программ и архивов ИНДЭКС// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1984. Вып.5(59). С. 20.
2. Zwermann W. et al. Uncertainty Analyses with Nuclear Covariance Data in Reactor Core Calculations. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Jeju Island, Korea, April 26-30, 2010.
3. Rochman D., Koning A.J., van der Marck S.C. Uncertainties for criticality-safety benchmarks and keff distributions, submitted to Annals of Nuclear Energy (2008).
4. Rochman D., Koning A.J., van der Marck S.C., van Veen D. Propagation of nuclear data uncertainty: Exact or with covariances, published by EDP Sciences (2010).
5. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерные константы. 1996. Вып.1. С. 59.
6. Серегин А.С., Кислицына Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: Препринт ФЭИ-2846. Обнинск, 2000.
7. Блыскавка А.А., Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Программный комплекс CONSYST/ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло в многогрупповом приближении с индикатрисами рассеяния в Рп-приближении / Препринт ФЭИ-2887. Обнинск, 2001.
8. Гантмахер Ф.Р. Теория матриц. – М.: Наука, 1968. – 576с.
9. Poplasky V.M. et al. Core Design and Fuel Cycle of Advanced Fast Reactor with Sodium Coolant. Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), Kyoto, Japan, December 7-11, 2009.

Поступила в редакцию 19.03.2013 г.

Авторы

Перегудов Антон Александрович, младший научный сотрудник

E-mail: peregudov.abbn@inbox.ru

Андрианова Ольга Николаевна, научный сотрудник

E-mail: bnab@ippe.ru

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

E-mail: bnab@ippe.ru

Раскач Кирилл Федорович, ведущий научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ippe.ru

Семенов Михаил Юрьевич, ведущий научный сотрудник, кандидат физ.-мат. наук

E-mail: bnab@ippe.ru

Цибуля Анатолий Макарович, советник генерального директора, кандидат физ.-мат. наук,

E-mail: tsyb@ippe.ru

УДК 621.039.51.17

GRS METHOD TO EVALUATE UNCERTAINTIES IN CALCULATION PARAMETERS OF AN ADVANCED FAST REACTOR

Peregudov A.A., Andrianova O. N., Manturov G.N., Raskach K.F., Semenov M.Yu., 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 249033, Kaluga reg., Russia

ABSTRACT

Evaluation of calculation errors due to uncertainties in neutron data and technological parameters (geometrical and material data) has become one of the most important problems of reactor physics. The well-known approach to solve this problem is based on the use of sensitivity coefficients of reactor calculation parameters of interest to the input data (neutron cross sections, geometrical and material data). The main advantage of this approach is that small computational times are necessary. On the other hand, there are certain drawbacks of the approach. Sensitivities are usually calculated by the first-order perturbation theory, so linear approximation is applied. Furthermore, different types of the perturbation theory should be used for different types of calculation parameters. The most commonly used type of the perturbation theory allows one to compute sensitivities of k_{eff} . Other modifications of the theory are more difficult to implement and use in 3D calculations. It is particularly difficult to calculate sensitivities of spatially distributed calculation parameters like power density.

Recently, because of the very high computational capabilities of modern computers, another approach has attracted the attention of reactor physicists. It is based on random sampling of input calculation data sets (neutron cross sections, geometrical and material data) and multiple recalculations of the reactor calculation parameters of interest. This results in sets of statistically distributed values for each calculation parameter. These sets can be then statistically processed to obtain mean values and variances of the calculation parameters.

This method is very easy to implement though multiple calculations imply that computational time could be considerable as compared with the sensitivity approach. On the other hand, in the GRS approach all types of calculation parameters are treated simultaneously and in the same manner: each run of a neutron transport code with randomly sampled input data yields random values of all the calculation parameters of interest, no matter how many such parameters are considered and which type each parameter belongs to. After a preset number of individual runs are performed, calculation uncertainties of the parameters are simultaneously estimated.

In this paper the GRS technique is applied to estimate the uncertainties of calculation parameters of an advanced sodium-cooled fast reactor, such as K_{eff} , power density and stainless steel dose rate. These uncertainties are due to uncertainties of neutron cross sections and other input parameters of the reactor calculation model (geometrical and material data). The calculations were performed using the diffusion nodal code TRIGEX and Monte Carlo code MMK. Group constants were calculated by CONSYST on the basis of the 299-group ABBN library. In the case of k_{eff} the results obtained with the GRS technique are compared with those obtained with the sensitivity approach.

Key words: GRS-method, calculation uncertainty, covariance matrices, k_{eff} , power density, dose rate, TRIGEX, MMK, ABBN.

REFERENCES

1. Manturov G.N. Influence of Neutron Data Uncertainties on Accuracy of Prediction of Advanced Reactor Characteristics. - Proc. of Intern. Conf. Nuclear Data for Science and

- Technology, May 9-13 1994, Gatlinburg, Tennessee. Vol. 2, p.993-999 (1994), ORNL, ANS.
2. Zwermann W. et al. "Uncertainty Analyses with Nuclear Covariance Data in Reactor Core Calculations," Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Jeju Island, Korea, April 26-30, 2010.
 3. Rochman D., Koning A.J., van der Marck S.C. Uncertainties for criticality-safety benchmarks and keff distributions, submitted to Annals of Nuclear Energy (2008).
 4. Rochman D., Koning A.J., van der Marck S.C., van Veen D. Propagation of nuclear data uncertainty: Exact or with covariances, published by EDP Sciences (2010).
 5. Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsiboulia A.M. "ABBN-93 Group Data Library. Part 1: Nuclear Data for the Calculations of Neutron and Photon Radiation Fields." INDC (CCP)-409/L, IAEA, p. 65 (1997).
 6. Seregin A.S., Kislitsina T.S., Tsiboulia A.M. Annotacija kompleksa program TRIGEX.04 [Description of the TRIGEX.04 Software Package]. Preprint IPPE-2846, Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk (2000). (In Russian)
 7. Blyskavka A.A., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Programmnyj kompleks CONSYST/MMKKENO dlja rascheta jadernyh reaktorov metodom Monte-Karlo v mnogogruppovom priblizhenii s indikatisami rassejanija v Pn-priblizhenii [CONSYST/MMKKENO Software Package for Monte-Carlo calculation of nuclear reactors in the multi-group approximation with scattering indicators in Pn-approximation]. Preprint IPPE-2887, Institute for Physics and Power Engineering, Obninsk, 2001. (In Russian.)
 8. Gantmaher F.R. Matrix Theory. Moscow. Nauka Publ. 1968. 576 p. (In Russian)
 9. Poplavsky V.M., Tsiboulia A.M., Khomyakov Yu.S., Matveev V.I., Eliseev V.A., Tsikunov A.G., Vasiliev B.A., Belov S.B., Farakshin M.R. "Core Design and Fuel Cycle of Advanced Fast Reactor with Sodium Coolant." Int. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities (FR09), Kyoto, Japan, December 7-11, 2009.

Authors

Peregudov Anton Aleksandrovich, Researcher,

E-mail: peregudov.abbn@inbox.ru

Andrianova Olga Nikolaevna, Leading Researcher

E-mail: bnab@ippe.ru

Manturov Gennady Nikolaevich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: bnab@ippe.ru

Raskach Kirill Fedorovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: bnab@ippe.ru

Semenov Michail Yu'evich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: bnab@ippe.ru

Tsibulya Anatolij Makarovich, Director Advisor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: tsib@ippe.ru