

УТОЧНЕНИЕ ВЕЛИЧИНЫ НАТРИЕВОГО ПУСТОТНОГО ЭФФЕКТА РЕАКТИВНОСТИ В БЫСТРЫХ НАТРИЕВЫХ РЕАКТОРАХ С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММ МОНТЕ-КАРЛО

П.А. Маслов, В.И. Матвеев, И.В. Малышева

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.

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



Для обеспечения безопасности быстрого натриевого реактора в запроектных авариях типа ULOF необходимо иметь близкое к нулю значение натриевого пустотного эффекта реактивности (НПЭР), зависящее от глубины выгорания топлива – чем больше выгорание, тем больше эффект. Проведен анализ ограничений глубины выгорания топлива в активной зоне реактора большой мощности с точки зрения НПЭР безопасности.

Для исследований выбрана модель активной зоны быстрого натриевого реактора большой мощности с воспроизводящими экранами. Рассмотрены два вида топлива – уран-плутониевое оксидное и уран-плутониевое нитридное. Рассмотрен переходный режим работы реактора от стартового состояния до установившегося режима перегрузок, в котором активная зона проходит последовательно разные стадии выгорания топлива. Расчеты значений максимального и среднего выгораний, а также соответствующих им величин натриевого пустотного эффекта проводились с использованием гомогенного представления модели по программам TRIGEX и MMKKENO, использующей транспортное приближение (метод Монте-Карло) и детальное гетерогенное описание внутренней структуры ТВС и стержней СУЗ. Полученные результаты для оксидного топлива показывают, что начиная с конца второй МК (максимальное выгорание ~ 8% т.а.) уточненное значение натриевого пустотного эффекта реактивности превышает в два раза его принятое допустимое значение (0,3% $\Delta k/k$). Для нитридного топлива это превышение начинается с конца третьей МК (максимальное выгорание ~ 8,75% т.а.), однако оно существенно ниже по сравнению с оксидным топливом.

Ключевые слова: быстрый реактор, МОХ-топливо, нитридное топливо, натриевый пустотный эффект реактивности, максимальное выгорание, переходный режим, безопасность.

ВВЕДЕНИЕ

После Чернобыльской аварии был выпущен новый вариант правил ядерной безопасности – ПБЯ РУ АС-89, в котором для реакторов БН появилось новое требование – коэффициенты реактивности по температуре и удельному объему теплоносителя должны быть отрицательны при нарушениях нормальной эксплуатации и в проектных авариях. В предельном случае, когда удельный объем теплоносителя станет равным нулю, возникший эффект реактивности стал обозначаться как натриевый пустотный эффект ре-

© П.А. Маслов, В.И. Матвеев, И.В. Малышева, 2015

активности (НПЭР). Под этим термином стала пониматься реактивность при удалении натрия из активной зоны и прилегающих экранных слоев – боковой и торцевой зон воспроизводства. Для выполнения этого требования было найдено техническое решение в ГНЦ РФ-ФЭИ и ОКБМ в конце 1980-х гг. за счет новой компоновки активной зоны, содержащей натриевую полость над активной зоной в виде пустых чехлов ТВС. На основе оптимизационных исследований, а затем и моделирования такой конструкции на БФС было показано, что в таком реакторе можно соблюсти даже более жесткое требование – получить близкое к нулю значение НПЭР, интегрального по высоте всех ТВС, включающих в себя активную зону, натриевую полость и верхний борный защитный слой, т.е. без зон воспроизводства. Был разработан технический проект такой активной зоны для реактора БН-800 [1]. В настоящее время такое решение используется и в перспективных быстрых натриевых реакторах большой мощности. Исследования безопасности активной зоны показали, что одну из самых тяжелых аварий, возникающей при остановке циркуляционных насосов первого и второго контуров (ULOF-авария), реактор проходит без расплавления активной зоны даже при полном отказе всех активных и пассивных систем защиты [2].

В расчетных исследованиях постулируется допустимое значение величины НПЭР, не превышающее $+0,3\% \Delta k/k$. Все основные расчетные исследования в области физики быстрых реакторов в настоящее время проводятся с использованием диффузионных программ, однако для расчета ряда важных характеристик, в первую очередь, НПЭР, требуется использование более точных методов решения уравнения переноса нейтронов. Одним из таких методов является метод Монте-Карло, позволяющий наиболее точно воспроизводить достаточно сложную гетерогенную структуру современных проектов активных зон быстрых реакторов. В ФЭИ для этих целей используется программа MMKKENO [3], позволяющая достаточно эффективно проводить расчеты по уточнению физических характеристик проектируемых быстрых реакторов [4]. Предварительные оценки НПЭР, выполненные с использованием этой программы, показали заметное превышение численных значений этой величины по сравнению с диффузионным расчетом по программе TRIGEX.

Известно, что значение величины НПЭР зависит от количества осколков деления в активной зоне – чем больше осколков, тем значение НПЭР более положительно [9]. Поэтому можно ожидать, что при некотором выгорании значение НПЭР будет выше его допустимого значения и, следовательно, возникнет проблема ограничения глубины выгорания.

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО УТОЧНЕНИЮ ЗНАЧЕНИЯ НПЭР С ПОМОЩЬЮ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫХ ПРОГРАММ МОНТЕ-КАРЛО ДЛЯ РЕАКТОРА ТИПА БН-1200

Ранее была проведена оценка значения НПЭР полученного с использованием программы MMKKENO по сравнению с диффузионной программой TRIGEX для реактора типа БН-1200. Помимо базовой модели активной зоны высотой 85 см рассматривались несколько вариантов с аксиальной воспроизводящей прослойкой из обедненного урана. Воспроизводящая прослойка вводилась в активную зону с целью оптимизации таких параметров реактора, как НПЭР и запас реактивности [5]. Варианты с прослойкой отличаются ее смещением относительно центра активной зоны.

В расчетах использовалась модель активной зоны реактора в среднем стационарном состоянии. Для расчетов по программе MMKKENO кроме гомогенной была подготовлена и гетерогенная модель с детальным описанием внутренней структуры ТВС и РО СУЗ. Результаты расчетов (табл. 1) показывают следующее.

1. Для варианта без прослойки отличие расчета НПЭР по MMKKENO от расчета по TRIGEX составляет $+0,4\% \Delta k/k$.

2. Для вариантов с аксиальной прослойкой аналогичное отличие составляет 0,2 – 0,3% $\Delta k/k$. При этом расчеты НПЭР по программе TRIGEX в ряде вариантов уже превышают допустимое значение НПЭР ~ 0,3% $\Delta k/k$.

Таблица 1

Результаты расчетов НПЭР различных вариантов активной зоны реактора типа БН-1200 по программам TRIGEX и MMKKENO

Высота активной зоны (АЗ), см	100						85					
№ варианта	1		2		3		4					
Число ТВС без прослойки на краю АЗ	66						–					
Δh прослойки, см	20						–					
Смещение прослойки, см	0		–5		–9		–					
Расчетная программа (А – TRIGEX, В – MMKKENO)	А	В		А	В		А	В		А	В	
		НОМ	НЕТ									
НПЭР в конце МК (АЗ, концевики, Na-полость, борный экран), % $\Delta k/k$	0.70	1.17	0.91	0.45	1.00	0.72	0.24	0.81	0.56	0.18	0.85	0.58

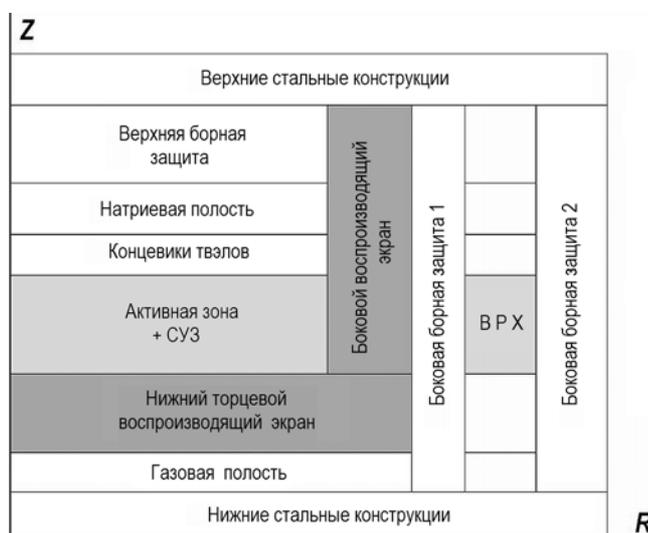


Рис. 1. Модель активной зоны в R-Z-геометрии

УТОЧНЕННЫЕ РАСЧЕТЫ ЗНАЧЕНИЯ НПЭР И ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ НА ВЫГОРАНИЕ В РЕАКТОРЕ ТИПА БН-1200

Основная задача исследования связана с анализом ограничений глубины выгорания топлива с точки зрения безопасности. Был рассмотрен переходный режим работы реактора типа БН-1200 от стартового состояния до установившегося режима перегрузок, в котором активная

зона проходит последовательно разные стадии выгорания топлива.

Для исследований была выбрана базовая модель активной зоны с воспроизводящими экранами, в которой используется два вида топлива – оксид или нитрид. Геометрические параметры активной зоны для разного вида топлива были одинаковые, варианты отличались топливом и глубиной выгорания. Основные начальные параметры приведены в табл. 2. На рисунке 1 дана иллюстрация модели активной зоны в *R-Z*-геометрии.

В таблице 3 приведены физические параметры базовых вариантов рассматриваемых моделей, рассчитанных для среднестационарного состояния активной зоны в установившемся режиме перегрузок.

Таблица 2

Основные характеристики активной зоны

Тепловая мощность, МВт	2800	
Длительность микрокампании, эфф. сут	330	
Вид топлива	(U-Pu)O ₂	(U-Pu)N
Длительность кампании, эфф. сут: центральные – 282 ТВС активной зоны предпоследний ряд – 66 ТВС активной зоны последний ряд – 84 ТВС активной зоны	5×330 6×330 7×330	4×330 5×330 6×330
Количество ТВС в активной зоне, шт.	432	
Количество ТВС бокового воспроизводящего экрана, шт.	174	
Размер «под ключ» и толщина стенки чехла ТВС, мм	181×3,5	
Количество твэлов, шт.	271	
Диаметр и толщина оболочки твэла, мм	9,3×0,6	
Эффективная плотность топлива в твэле, г/см ³	9,2	11,5
Материал зон воспроизводства	UO ₂	UN
Эффективная плотность воспроизводящего материала, г/см ³	9,5	12,5
Высота активной зоны, мм	850	
Высота натриевой полости, мм	380	

МЕТОДОЛОГИЯ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

1. Переходный режим от стартовой активной зоны до установившегося режима перегрузок моделировался следующим образом: после первой микрокампании 1/5 часть ТВС с MOX-топливом (или 1/4 часть с нитридным топливом) активной зоны выгружалась в ВРХ и заменялась на свежие тепловыделяющие сборки. Аналогичная процедура повторялась для каждой последующей микрокампании.

2. После четвертой перегрузки (в начале пятой микрокампании) активная зона с MOX-топливом должна состоять из пяти разных по выгоранию типов ТВС и соответствовать установившемуся режиму перегрузок. Для нитридной зоны установившийся процесс начинается после третьей перегрузки, когда в начале четвертой МК в активной зоне находятся четыре типа ТВС с разным временем выгорания. В этих исследованиях не учитывалось использование рефабрицированного после выдержки и химпереработки топлива.

3. Для каждой из рассматриваемых перегрузок определялось состояние «в конце микрокампании», для которого проводился расчет основных характеристик безопасности (НПЭР, запас реактивности на выгорание) сначала по TRIGEX, затем по ММККЕНО.

Таблица 3

Физические характеристики активной зоны, рассчитанные по программе TRIGEX

Вид топлива	(U-Pu)O ₂	(U-Pu)N
Обогащение загружаемого топлива, % т.а.	17,4	13,50
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	17,26	11,2
Максимальная линейная мощность твэла, кВт/м	45,4	47,1*)
Изменение реактивности за МК, % $\Delta k/k$	1,85	0,43
НПЭР, % $\Delta k/k$	0,25	0,20
Коэффициент воспроизводства КВ/КВА	1,21 / 0,86	1,35 / 0,99
Эффективность системы СУЗ, % $\Delta k/k$	7,12	6,76
*) В нитриде большая, по сравнению с оксидом, неравномерность поля энерговыделения в ТВС		

Физические расчеты по программе TRIGEX выполнялись с гомогенизированным представлением ТВС и стержней СУЗ в пределах гексагональной ячейки. Использовались библиотека констант БНАБ-93 и система их подготовки CONSYST.

Расчет выгорания проводился с помощью встроенного в TRIGEX модуля CARE, в котором учитываются практически все значимые цепочки ядерных превращений, связанные с захватом нейтронов и радиационным распадом изотопов ²³⁵U, ²³⁶U, ²³⁸U; ²³⁷Np, ²³⁹Np; ²³⁸Pu, ²³⁹Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu, ²⁴²Pu; ²⁴¹Am, ^{242m}Am, ²⁴³Am; ²⁴²Cm, ²⁴³Cm, ²⁴⁴Cm, ²⁴⁵Cm. В качестве продукта деления всех указанных изотопов принят единый условный элемент – продукт деления ²³⁹Pu.

Для прецизионных расчетов характеристик активной зоны использовалась программа MMKKENO с транспортным приближением (метод Монте-Карло) и детальным (гетерогенным) описанием внутренней структуры ТВС и стержней СУЗ на основании библиотеки констант БНАБ-93 и системы их подготовки CONSYST.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

В таблицах 4, 5 приводятся результаты исследований для активных зон, работающих на МОХ-топливе и на нитридном топливе соответственно.

Таблица 4

Характеристики безопасности, рассчитанные по программе MMKKENO для активной зоны с МОХ-топливом

	Выгорание за МК, % т.а.		НПЭР, % $\Delta k/k$		Изменение реактивности, % $\Delta k/k$
	Максимальное	Среднее по активной зоне	ТРИГЕКС начало/конец МК	MMKKENO (гомог./гетер.) конец МК	
0–1 МК	3,98	2,21	– 0,51 / – 0,21	0,51 / 0,27	– 1,48
1–2 МК	8,01	3,95	– 0,25 / – 0,03	0,68 / 0,47	– 1,65
2–3 МК	10,95	5,26	– 0,14 / 0,13	0,80 / 0,58	– 1,80
3–4 МК	14,83	6,16	– 0,01 / 0,22	0,87 / 0,70	– 1,85
4–5 МК	17,94	6,72	0,05 / 0,25	0,91 / 0,71	– 1,87
5–6 МК	19,02	6,91	0,04 / 0,27	0,92 / 0,69	– 1,85

Таблица 5

Характеристики безопасности, рассчитанные по программе ММККЕНО для активной зоны с нитридным топливом

	Выгорание за МК, % т.а.		НПЭР, % $\Delta k/k$		Изменение реактивности, % $\Delta k/k$
	Максимальное	Среднее по активной зоне	ТРИГЕКС начало/конец МК	ММККЕНО (гомог./гетер.) конец МК	
0–1 МК	3,03	1.67	– 0,37 / – 0,12	0,40 / 0,19	– 0,12
1–2 МК	5,98	2.93	– 0,18 / – 0,04	0,53 / 0,29	– 0,29
2–3 МК	8,75	3.77	– 0,08 / 0,12	0,61 / 0,38	– 0,39
3–4 МК	11,69	4.40	– 0,03 / 0,16	0,65 / 0,49	– 0,44
4–5 МК	11,67	4.28	– 0,02 / 0,17	0,67 / 0,47	– 0,42

Таблица 6

Изменение выгорания по микрокампаниям в %% и в накопившихся продуктах деления

№ МК	1	2	3	4	5	6
МОХ-топливо						
Количество разделившихся изотопов за каждую МК, кг	921.32	905.82	894.38	885.88	879.76	875.92
Количество накопившихся осколков в топливе, кг	921.32	1647.41	2192.75	2566.66	2803.07	2882.87
Среднее выгорание	2.21%	3.95%	5.26%	6.16%	6.73%	6.92%
Нитрид						
Количество разделившихся изотопов за каждую МК, кг	928.80	916.51	908.19	902.65	899.59	–
Количество накопившихся осколков в топливе, кг	928.80	1631.77	2098.21	2335.73	2382.80	–

Следует отметить, что для определения среднего выгорания нет необходимости в расчете коэффициента неравномерности поля энерговыделения. Более простой путь связан с тем очевидным фактом, что в каждой микрокампании происходит деление одного и того же количества делящихся изотопов.

В таблице 6 представлены количества разделившихся изотопов с учетом перераспределения мощности между активной зоной и воспроизводящими экранами и накопившихся осколков в топливе после каждой микрокампании. Среднее выгорание определяется как отношение этих величин к полному весу тяжелых атомов.

При определении количества накопившихся осколков деления в топливе учитывается замещение при перегрузках части выгружаемого топлива на свежее, в котором отсутствуют продукты деления. Другая поправка, учитывающая уменьшение количества тяжелых ядер за счет образования продуктов деления, оказалась незначительной – примерно 0.1% от рассматриваемых величин.

Таблица 7

Перераспределение мощности по микрокампаниям для оксидного и нитридного топлива

№ МК	Вклад в мощность (UPuO ₂)		Вклад в мощность (UN)	
	Активная зона	Зоны воспроизводства	Активная зона	Зоны воспроизводства
1	0.954	0.046	0.958	0.042
2	0.94	0.06	0.948	0.052
3	0.929	0.071	0.94	0.06
4	0.920	0.08	0.935	0.065
5	0.923	0.077	0.931	0.069
6	0.910	0.09	–	–

В таблице 7 приводятся расчетные величины перераспределения мощности между активной зоной и воспроизводящими экранами в зависимости от времени работы.

ВЫВОДЫ

Приведенные в табл. 4 результаты показывают, что для МОХ-топлива начиная с конца второй МК (максимальное выгорание ~ 8% т.а.) значение НПЭР, полученное по прецизионной программе ММККЕНО, превышает в два раза его принятое допустимое значение.

Данные, приведенные в табл. 5, показывают, что для нитридного топлива превышение допустимого значения НПЭР начинается с конца третьей МК (максимальное выгорание примерно 8,75% т.а.).

Общим выводом является необходимость ограничения максимальной глубины выгорания для обоих видов топлива (оксидного и нитридного) с точки зрения безопасности.

Приведенные в работе уточненные значения НПЭР содержат погрешность, связанную с неточностью использованных констант, что требует дополнительного анализа.

Литература

1. Matveev V.I., Chebescov A.N., Cerny 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/International Topical Meeting, Obninsk, Russia, Oct. 3-7, 1994. Proceedings Volume 1. PP.1-45-1-59.
2. Поплавский В.М., Матвеев В.И., Елисеев И.А., Кузнецов И.А. и др. Исследование влияния натриевого пустотного эффекта реактивности на технико-экономические характеристики и безопасность перспективного натриевого реактора // Атомная энергия. Т. 108, вып. 4, 2010. Стр. 230 – 235.
3. 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 P_n -приближении: Препринт ГНЦ РФ-ФЭИ-2887, 2001.
4. Поплавский В.М., Цибуля А.М., Хомяков Ю.С. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора // Атомная энергия. Т. 108, вып.4, 2010. Стр. 206 – 211.
5. Eliseev V.A., Malisheva I.V., Matveev V.I., Egorov A.V., Maslov P.A. Enhancement of the inherent self-protection of the fast sodium reactor cores with oxide fuel. // Global 2013, Salt Lake City, Utah. September 29-October 3, 2013. PP. 766-775.

6. *Кочетков А.Л.* Программа CARE – расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке: препринт ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». -2431. - Обнинск, 1995.

7. *Серегин А.С., Кислицина Т.С., Цибуля А.М.* Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». -2846. - Обнинск, 2000.

8. *Елисеев В.А., Забудько Л.М., Малышева И.В., Матвеев В.И.* Нитридное топливо для перспективного быстрого натриевого реактора типа БН-1200 // Атомная энергия. Т. 114, вып. 5, 2013.

9. *Хаммел Г., Окренг Д.* Коэффициенты реактивности в больших энергетических реакторах на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат, 1975. 307 с.

Поступила в редакцию 09.12.2014 г.

Авторы

Маслов Павел Александрович, инженер-исследователь
E-mail: pmaslov@ippe.ru

Матвеев Вячеслав Иванович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук,
E-mail: matveev@ippe.ru

Малышева Ирина Викторовна, старший научный сотрудник
E-mail: imalysheva@ippe.ru

UDC 621.039.526

IMPROVEMENT THE VALUE OF SODIUM VOID REACTIVITY EFFECT OF THE FAST NEUTRON REACTOR BY THE INSTRUMENTALITY OF THE MONTE CARLO CODE

Maslov P.A., Matveev V.I., Malysheva I.V.

State Scientific Center of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering n.a. A.I. Leypunsky. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

ABSTRACT

It is necessary to have value of sodium void reactivity effect (SVRE) around zero (no more than ~0.3%) for provide safety sodium fast reactor in ULOF type BDBA. In turn, the value of SVRE depends on the fuel burn-up – the more fuel burn-up, the greater the SVRE. The study provides the analysis of limitation fuel burn-up in the core of the big power reactor with a view to SVRE safety.

The model of the core sodium fast reactor with a big thermal power and with breeding blanket has been chosen for study. Two types of fuel have been considered – mixed oxide fuel and mixed nitride fuel.

The article considers transitional mode operation of the reactor from the start state to the steady-state overload, where core passes various stages of fuel burn-up. SVRE calculations have been carried out by two codes:

- TRIGEX – engineering code for fast reactors neutronics calculations in the diffusion approximation and three-dimensional GEX-Z geometry;
- MMKKENO – precision code for reactor characteristics calculation by Monte Carlo method. Heterogeneous description of internal structure of the fuel assemblies and control rods has been applied in this code.

The results of calculations show that the value of SVRE exceeds required value twice

for MOX fuel at the end of 3-rd micro campaign. For mixed nitride fuel the value of SVRE exceeds required at the end of 3-rd micro campaign also, however, this excess considerable less than for oxide fuel.

Key words: fast reactors, mixed oxide fuel, mixed nitride fuel, sodium void reactivity effect, fuel burn-up, transitional mode operation, safety.

REFERENCES

1. Matveev V.I., Chebescov A.N., Cerny 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/International Topical Meeting, Obninsk, Russia, Oct. 3-7, 1994. Proceedings Volume 1. PP.1-45-1-59.
2. Poplavskij V.M., Matveev V.I., Eliseev I.A., Kuznetsov I.A., Volkov A.V., Semenov M. Yu., Homjakov Yu. S., Tsibulya A.M. Issledovanie vlianiia natrievogo pustotnogo effekta reaktivnosti na tekhniko-ekonomicheskie kharakteristiki i bezopasnost' perspektivnogo natrievogo reaktora. [Investigation of the effect of the sodium void reactivity effect on the techno-economic performance and safety perspective sodium reactor]. *Atomic energy*, v. 108, pp. 230 – 235, Moscow, 2010 (in Russian).
3. Blyskavka A.A., Manturov G.N., Nikolaev M.N., Tsibulya A.M. Programmnyi kompleks CONSYST - MMKKENO dlia rascheta iadernykh reaktorov metodom Monte-Karlo v mnogogruppovom priblizhenii s indikatisami rasseianiia v Pn- priblizhenii: Preprint FGUP «GNC RF FEI»-2887. [Program complex CONSYST - MMKKENO for nuclear reactor calculations by the Monte Carlo multigroup approximation with scattering phase in Pn-approximation: IPPE Preprint -2887]. Obninsk, FEI Publ., 2001 (in Russian).
4. Poplavskij V.M., Tsibulya A.M., Khomiakov Iu.S., Matveev V.I., Eliseev V.A., Cikunov A. G., Vasil'ev B.A., Belov S.B., Farakshin M.R. Aktivnaia zona i toplivnyi tsikl dlia perspektivnogo bystrogo natrievogo reaktora. [The core and the fuel cycle for future fast neutron reactors]. *Atomic energy*, v. 108, pp.206-211, Moscow, 2010 (in Russian).
5. Eliseev V.A., Malisheva I.V., Matveev V.I., Egorov A.V., Maslov P.A. Enhancement of the inherent self-protection of the fast sodium reactor cores with oxide fuel. // Global 2013, Salt Lake City, Utah. September 29-October 3, 2013, pp. 766-775.
6. Kochetkov A.L. Programma CARE – raschet izotopnoj kinetiki, radiacionnyh i jekologicheskikh kharakteristik jadernogo topliva pri ego obluchenii i vyderzhke: preprint FGUP «GNC RF-FEI»-2431. [Calculation of isotope kinetics, radiation and environmental characteristics of nuclear fuel during irradiation and aging: IPPE Preprint - 2431]. Obninsk, FEI Publ., 1995 (in Russian).
7. Seregin A.S., Kislicina T.S., Cibulja A.M. Annotacija kompleksa programm TRIGEX.04: preprint FGUP «GNC RF-FEI»-2846. [Annotation complex programs TRIGEX.04: IPPE Preprint -2846], Obninsk, FEI Publ., 2000 (in Russian).
8. Eliseev V.A., Zabud'ko L.M., Malysheva I.V., Matveev V.I. Nitridnoe toplivo dlja perspektivnogo bystrogo natrievogo reaktora tipa BN-1200. [Nitride fuel for future fast neutron reactor BN-1200]. *Atomic energy*, v. 114, Moscow, 2013 (in Russian).
9. Hammel G., Okrent D. Koeffitsienty reaktivnosti v bolshih energeticheskikh reaktorah na bystrykh neutronah. [Reactivity Coefficients in Large Fast Power Reactors]. Moscow. Atomizdat Publ., 1975. 307 p. (in Russian).

Authors

Maslov Pavel Aleksandrovich, Engineer Researcher

E-mail: pmaslov@ippe.ru

Matveev Vyacheslav Ivanovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: matveev@ippe.ru

Malysheva Irina Victorovna, Senior Researcher

E-mail: imalysheva@ippe.ru