

РАСЧЕТЫ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММЫ МСНР

М.Ю. Волков, В.В. Колесов, В.Ф. Украинцев

*Обнинский государственный технический университет атомной энергетики,
г. Обнинск*



В работе описан вычислительный комплекс на основе программы МСНР для проведения расчетов выгорания ядерного топлива в различных размножающих системах. Приведены результаты двух тестовых расчетов выгорания МОХ-топлива в ячейке легководного реактора с высоким коэффициентом воспроизводства, проведенных с использованием комплекса.

ВВЕДЕНИЕ

В последнее время в ядерной энергетике все больше внимания уделяется вопросу утилизации отработавшего ядерного топлива. В настоящее время анализируются различные пути такой утилизации. Активно разрабатываются концепции новых реакторных установок для утилизации отработавшего топлива, выгружаемого из традиционных реакторов, таких как ВВЭР, БН и т.д. К таким разрабатываемым установкам относятся, например, реакторы типа БРЕСТ, жидкосолевой реактор, концепция которого разрабатывается в ГНЦ Курчатовский институт и т.д.

Еще в середине восьмидесятых годов активно проводились тестовые расчеты выгорания для различных типов топливных ячеек. В качестве примера можно привести известный тест Ishiguro для плутониевого МОХ-топлива. В работах [3] и [4] приводятся результаты расчетов выгорания для этого теста, выполненных по различным программам. При достижении выгорания 50 ГВт·сут/т для значения k_{∞} наблюдался разброс результатов более чем 2%. При смещении спектра нейтронов в резонансную область, как это наблюдается в случае жидкосолевого реактора, следует ожидать еще большего разброса в результатах расчетов.

Более сложными представляются проблемы, возникающие при расчете накопления долгоживущих изотопов, как актинидов, так и продуктов деления в системе ядерной энергетике в целом с целью выработки решений по их утилизации. Предварительные исследования показывают, что такие нейтронно-физические характеристики реакторов, как плотность потока нейтронов скорости реакций для различных нуклидов изменяются в процессе выгорания на 15-30% для случая стандартных ЯЭУ. При этом вопросы изменения нейтронно-физических характеристик перспективных реакторов-выжигателей при выгорании топлива изучены достаточно слабо.

Основную проблему представляет перерасчет одnogрупповых констант в процессе кампании. Наиболее точные результаты при этом могут быть достигнуты в случае использования программ метода Монте-Карло, т.к. детализация плотностей потоков,

используемых для свертки констант, может быть сколь угодно большой (при условии достижения необходимой статистической точности). Однако использование таких программ приводит к резкому увеличению вычислительных затрат. Таким образом, возникает задача определения допустимых упрощений в проведении нейтронно-физических расчетов за счет отказа от пересчета всех одnogрупповых констант и выделения тех изотопов, для которых этот пересчет необходим.

При делении ядер урана и плутония могут образовываться свыше тысячи различных осколков деления. Для проведения точных расчетов необходимо учитывать все осколки, однако реально только для 250-350 из них есть информация по нейтронным сечениям в библиотеках оцененных нейтронных данных. Значительная часть осколков являются короткоживущими изотопами. Поэтому их взаимодействием с нейтронным потоком можно пренебречь, учитывая только распадные процессы. В целом же в расчетах выгорания участвует порядка 1000 изотопов.

При этом, если для традиционных ЯЭУ наиболее важными являются 30-50 основных изотопов (изотопы U, изотопы Pu, отдельные изотопы йода, самария и ряд других), то для реакторов-выжигателей, исходя из их прямого предназначения, важными являются все изотопы.

В связи с вышеизложенным возникает задача проведения прецизионных расчетов выгорания ядерного топлива.

ОБЩАЯ СХЕМА РАСЧЕТОВ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММЫ MCNP

Расчет выгорания ядерного топлива включает в себя несколько этапов. Используемая нами блок-схема алгоритма расчета выгорания представлена на рис. 1.

РАСЧЕТ ОДНОГРУППОВЫХ СЕЧЕНИЙ И СОБСТВЕННЫХ ЗНАЧЕНИЙ КОЭФФИЦИЕНТА РАЗМНОЖЕНИЯ ДЕЛЯЩЕЙСЯ СРЕДЫ С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММЫ MCNP

Первый этап расчета выгорания – получение одnogрупповых ядерных сечений и собственных значений коэффициента размножения делющейся среды. Для этой цели была выбрана программа MCNP [1].

MCNP – универсальная программа, реализующая метод Монте-Карло, которая может использоваться для решения задач переноса нейтронов, фотонов, электронов, включая возможность вычисления собственных значений для критических систем. MCNP использует представление системы в виде объемной конфигурации материалов в геометрических ячейках, ограниченных сколь угодно сложными поверхностями. Для расчета используются нейтронные данные, получаемые с помощью комплекса NJOY [2] и позволяющие сколь угодно точно представить детальную энергетическую структуру сечений. Благодаря такому подходу полностью снимается проблема учета блокировок нейтронных сечений, что существенно облегчает действия пользователя.

Для выполнения расчета необходимо создать входной файл для программы MCNP. Этот файл содержит следующую информацию о проблеме:

- 1) описание материалов и геометрии, и выбор оценок ядерных сечений;
- 2) местоположение и характеристики источника нейтронов;
- 3) способ вывода результатов расчета.

Метод Монте-Карло хорошо подходит для решения сложных трехмерных задач, когда применение детерминистических методов становится слишком затруднительным или вообще невозможным.

Энергия нейтрона в MCNP меняется в интервале от 10^{-11} до 20 МэВ, что полностью удовлетворяет условиям реакторных задач.

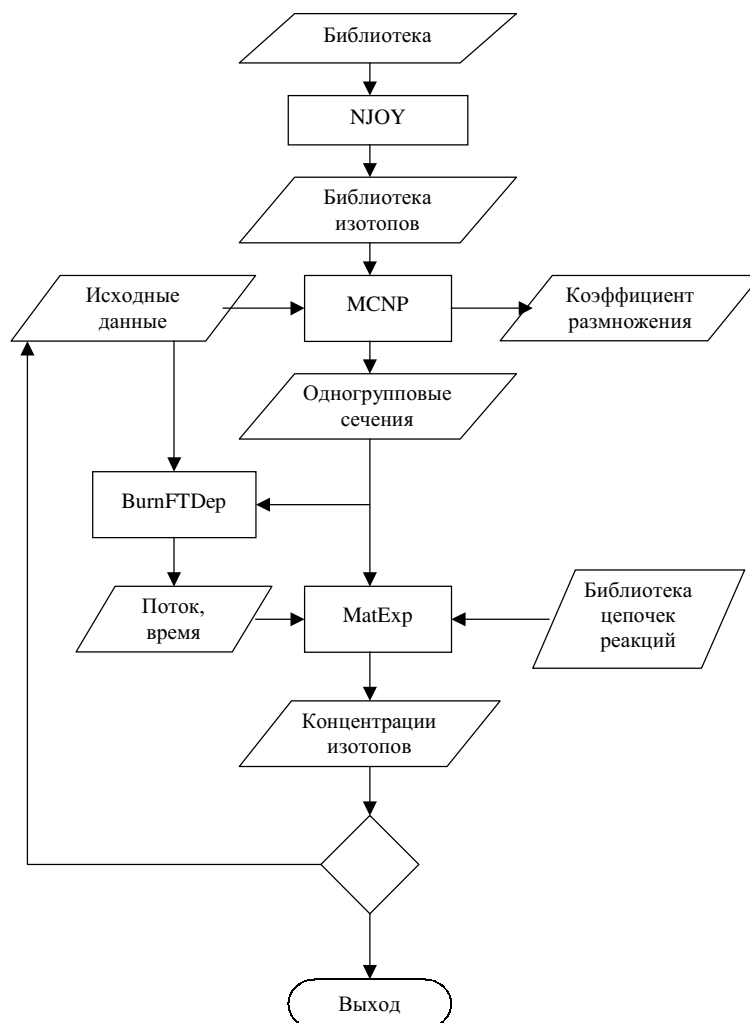


Рис.1. Блок-схема алгоритма расчета выгорания

Целью расчета по программе MCNP в нашем случае является получение одногрупповых нейтронных сечений в спектре заданной конфигурации и собственных значений коэффициента размножения делящейся среды. Однако, можно дополнительно потребовать расчета более сложных функционалов таких, как отношение потоков, многогрупповые ядерные константы, энерговыделение в материалах и т.д.

Хотя MCNP и использует непрерывное представление энергетической структуры сечений, специфика самого метода Монте-Карло не позволяет получить непрерывное представление потока в расчетной системе. Можно вычислить лишь значения потоков в заданных энергетических интервалах. Однако, число таких интервалов практически ограничивается только временем расчета, поэтому всегда можно достичь требуемого уровня детализации потока.

ВЫЧИСЛЕНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ЯДЕРНЫХ КОНЦЕНТРАЦИЙ ИЗОТОПОВ ВО ВРЕМЕНИ

Следующий этап расчета – вычисление изменения ядерных концентраций изотопов во времени на основе полученных одногрупповых нейтронных сечений изотопов в системе и распадных данных. Все распадные данные остаются постоянными

для различных конфигураций размножающих сред, за исключением выходов продуктов деления, которые зависят от энергии налетающего нейтрона. Поэтому одна библиотека цепочек реакций и распадных данных может быть использована для расчета многих систем, принадлежащих одному типу (тепловые, промежуточные, быстрые).

Метод матричной экспоненты

Изменение ядерных концентраций изотопов со временем описывается системой дифференциальных уравнений:

$$\begin{cases} \vec{p}'(t) = A(t)\vec{p}(t) + \vec{b}(t), \\ \vec{p}(0) = \vec{p}_0 \end{cases}$$

где $\vec{p}(t)$ – вектор концентраций изотопов; $A(t)$ – матрица переходов; $\vec{b}(t)$ – вектор интенсивности источников изотопов; \vec{p}_0 – вектор исходных концентраций изотопов.

Матрицу $A(t)$ можно представить в виде:

$$A(t) = A_d + A_r(t) \cdot \Phi(t),$$

где A_d – квадратная матрица нуклидных превращений за счет распадных процессов; $A_r(t)$ – квадратная матрица превращений за счет нейтронных реакций; $\Phi(t)$ – интегральный поток нейтронов.

Приведенная выше система является задачей Коши для так называемых *жестких систем* дифференциальных уравнений.

Вообще говоря, данная задача относится к классу задач, решаемых в явном виде. Однако для ее решения требуется знать все собственные векторы и собственные значения матрицы A . Если размерность матрицы большая (для большинства задач выгорания размерность составляет порядка 1000), то найти их довольно трудоемкая задача. Поэтому мы будем использовать следующий способ нахождения $\vec{p}(t)$.

Для простоты в дальнейшем будем рассматривать систему с нулевым начальным условием, которую можно получить из исходной при помощи замены $\vec{p}(t) \leftarrow \vec{p}(t) - \vec{p}_0$.

Тогда $\vec{b}(t) \leftarrow \vec{b}(t) - A(t)\vec{p}_0$.

Будем считать, что сечения ядерных реакций изотопов остаются постоянными на выбранном шаге выгорания, т.е. $A(t) = \text{const}$, а также что $\vec{b}(t) = \text{const}$.

Для решения этой задачи применим метод матричной экспоненты. Этот метод был выбран по нескольким причинам. Во-первых, затраты машинного времени для метода матричной экспоненты будут пропорциональны $\log_2 s$, где s – количество матричных умножений, в то время как для методов Рунге-Кутты эта величина будет пропорциональна s . Во-вторых, метод матричной экспоненты может применяться для любых времен t , в принципе, практически без потери точности.

Решение задачи Коши с постоянными коэффициентами

$$\vec{p}(t) = \omega(t)\vec{b},$$

где $\omega(t) = \int_0^t e^{A(t-\tau)} d\tau$.

Выражение e^{At} представляет собой матрицу, элементы которой можно найти из разложения экспоненты в ряд Тейлора:

$$e^{At} = \sum_{i=0}^{\infty} \frac{(At)^i}{i!}.$$

Тогда, проинтегрировав выражение для $\omega(t)$ и сделав элементарные преобразования, получим:

$$\omega(t) = t \sum_{i=1}^{\infty} \frac{(At)^{i-1}}{i!}.$$

Однако на практике, величина $\|A\|t \gg 1$, и мы сталкиваемся с двумя трудностями:

- 1) для достижения приемлемой точности нужно взять слишком много слагаемых;
- 2) увеличение относительной погрешности округления.

Поэтому прямое вычисление ряда в данном случае неприемлемо.

Воспользуемся следующим свойством матрицы $\omega(t)$ [5], представляющим собой рекуррентное соотношение:

$$\omega(t) = \omega\left(\frac{t}{2}\right) \left(2E + A\omega\left(\frac{t}{2}\right)\right),$$

где E – единичная матрица. Выберем такое s , чтобы $\frac{\|A\|t}{2^s} \ll 1$. Тогда мы можем вычислить

$$\omega\left(\frac{t}{2^s}\right) \approx \frac{t}{2^s} \sum_{i=1}^s \frac{\left(A\omega\left(\frac{t}{2^s}\right)\right)^{i-1}}{i!}.$$

Затем получаем $\omega\left(\frac{t}{2^{s-1}}\right), \dots, \omega\left(\frac{t}{2}\right), \omega(t)$ с помощью рекуррентного соотношения.

Таким образом, общий вид алгоритма решения задачи выглядит следующим образом:

- 1) переход к системе с нулевым начальным условием;
- 2) выбор шага по времени h такого, что $\|A\|h \ll 1$;
- 3) вычисление ряда для величины $\omega(t)$;
- 4) вычисление $\omega(t)$ при помощи рекуррентного соотношения;
- 5) преобразование, обратное к (1).

Поскольку подавляющая часть вычислений в методе матричной экспоненты связана с умножением матриц, то в функции перемножения матриц сосредоточен большой потенциал оптимизации программы по быстродействию. Тем более, что матрица системы сильно разрежена и при применении прямого алгоритма перемножения матриц большая часть процессорного времени будет использована для операций умножения на ноль и сложения с нулем. Поэтому в данной программе был использован специальный алгоритм.

На основании вышеизложенного алгоритма нами был реализован модуль MatExp, входящий в модуль Burnip, для расчетов выгорания.

Тестирование комплекса Burnip

Проверка работоспособности комплекса Burnip производилась на основе результатов теста для тесных решеток с плутониевым MOX-топливом (см. [3]). В работе [3] приводятся результаты расчетов выгорания для этого теста, выполненных по различным программам.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТОВ

Расчетная модель представляет собой трехзонную шестигранную ячейку, содержащую MOX-топливо с обогащением по Pu-239 7 и 8%.

Тесты интересны тем, что для них имеются многочисленные расчетные данные по k_{∞} и концентрациям осколков и актиноидов в процессе выгорания топлива. Геомет-

Таблица 1

Спецификации шестигранной ячейки с плутониевым МОХ-топливом

V_m/V_f	0.6	1.1
Шаг решетки (см)	1.0883	1.2204
Топливо (PuO_2+UO_2)		
Обогащение по Pu (%)	8.0	7.0
Температура (К)	900	900
Оболочка	Нержавеющая сталь	Цирконий
Внешний диаметр (см)	0.95	0.95
Толщина (см)	0.065	0.065
Температура (К)	600	900
Замедлитель (H_2O)		
Температура (К)	600	600
Линейная мощность (Вт/см)	160	160

Таблица 2

Ядерные концентрации ($\times 10^{24}/\text{см}^3$)

Топливо	8% по Pu	7% по Pu
U^{235}	6.094×10^{-5}	6.194×10^{-5}
U^{238}	1.563×10^{-3}	2.058×10^{-2}
Pu^{239}	2.025×10^{-2}	1.367×10^{-3}
Pu^{240}	6.872×10^{-4}	6.009×10^{-4}
Pu^{241}	2.765×10^{-4}	2.418×10^{-4}
Pu^{242}	2.108×10^{-4}	1.844×10^{-4}
O^{16}	4.610×10^{-2}	4.608×10^{-2}
Оболочка		
Zr (natural)	-	3.702×10^{-2}
Fe (natural)	4.831×10^{-2}	-
Cr (natural)	1.570×10^{-2}	-
Ni (natural)	7.648×10^{-3}	-
Mn ⁵⁵	1.486×10^{-3}	-
Замедлитель		
H	4.744×10^{-2}	4.744×10^{-2}
O	2.372×10^{-2}	2.372×10^{-2}

рия и состав свежего топлива, оболочки и замедлителя приводятся в табл. 1 и 2.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

По программе Burnup были проведены три расчета k_{∞} для варианта семипроцентного обогащения по Pu^{239} с шагами по выгоранию 10 и 5 ГВт·сут/т до выгорания 50 ГВт·сут/т и 2.5 ГВт·сут/т до выгорания 47.5 ГВт·сут/т.

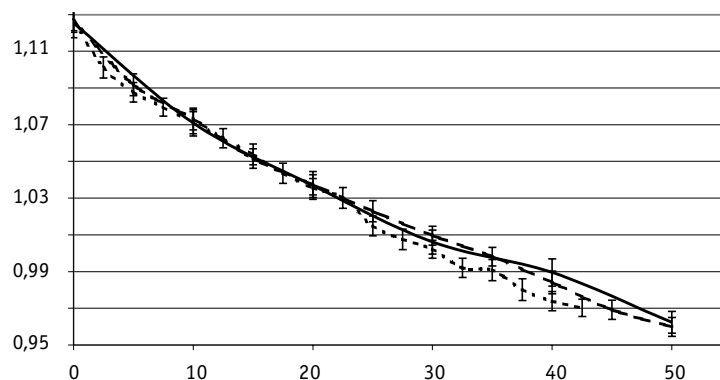
Одногрупповые константы пересчитывались на каждом шаге по выгоранию. В табл.3 приведены результаты расчета для варианта семипроцентного обогащения по Pu^{239} .

Как видно из табл. 3 и рис. 2, погрешность от предположения, что на шаге по выгоранию сечения реакций остаются постоянными, не может быть оценена при данном количестве нейтронных историй (в расчетах было прослежено по 125 нейтронных поколений с 1000 нейтронных историй на поколение). Это говорит о необходимости проведения дальнейших более тщательных расчетов.

Таблица 3

 k_{∞} для обогащения 7% по Pu^{239}

Выгорание, ГВт·сут/т	k_{∞} и среднееквадратическое отклонение		
	Шаг 10 ГВт·сут/т	Шаг 5 ГВт·сут/т	Шаг 2.5 ГВт·сут/т
0	1.125358 / 0.00265	1.12648 / 0.00204	1.12705 / 0.00199
2.5			1.10118 / 0.00191
5		1.09180 / 0.00197	1.08765 / 0.00180
7.5			1.07953 / 0.00162
10	1.07093 / 0.00237	1.07307 / 0.00198	1.07106 / 0.00201
12.5			1.06266 / 0.00174
15		1.05151 / 0.00177	1.05379 / 0.00191
17.5			1.04346 / 0.00183
20	1.03683 / 0.00251	1.03727 / 0.00183	1.03542 / 0.00171
22.5			1.03013 / 0.00191
25		1.02287 / 0.00191	1.01482 / 0.00179
27.5			1.00750 / 0.00186
30	1.00607 / 0.00219	1.00957 / 0.00171	1.00208 / 0.00163
32.5			0.99197 / 0.00175
35		0.99810 / 0.00171	0.99072 / 0.00192
37.5			0.98006 / 0.00198
40	0.98947 / 0.00249	0.98403 / 0.00206	0.97387 / 0.00176
42.5			0.97017 / 0.00154
45		0.96917 / 0.00175	
47.5			
50	0.96237 / 0.00200	0.95982 / 0.00171	

Рис. 2. Три варианта расчета k_{∞} для обогащения 7% по Pu^{239} : — шаг 10 ГВт·сут/т; — шаг 5 ГВт·сут/т; - - - шаг 2,5 ГВт·сут/т

Как и следовало ожидать, наибольшие различия между кривыми наблюдаются ближе к концу кампании.

Для варианта восьмипроцентного обогащения по Pu^{239} был проведен один расчет с шагом по выгоранию 2.5 ГВт·сут/т. Расчет k_{∞} на каждом шаге по выгоранию включал 125 нейтронных поколений с 1000 нейтронных историй на поколение.

В табл. 4 приведены результаты расчетов для вариантов семипроцентного и восьмипроцентного обогащения по Pu^{239} с шагом по выгоранию 2.5 ГВт·сут/т и результаты тестовых расчетов этих задач.

Таблица 4

Сравнение результатов расчета k_{∞}

Выгорание, ГВт·сут/т	k_{∞} и среднее квадратическое отклонение			
	8% по Pu		7% по Pu	
	Burnup	[3]	Burnup	[3]
0	1.09484 / 0.00154	1.0908	1.12705 / 0.00199	1.1205
2.5	1.07904 / 0.00152		1.09876 / 0.00180	
5.0	1.06938 / 0.00162		1.08344 / 0.00180	
7.5	1.05985 / 0.00165		1.07345 / 0.00182	
10.0	1.05293 / 0.00137	1.0446	1.06621 / 0.00203	1.0632
12.5	1.04321 / 0.00169		1.05319 / 0.00175	
15.0	1.03719 / 0.00147		1.04581 / 0.00187	
17.5	1.02550 / 0.00141		1.03794 / 0.00187	
20.0	1.02112 / 0.00174	1.0114	1.03253 / 0.00176	1.0281
22.5	1.01498 / 0.00162		1.02146 / 0.00193	
25.0	1.00649 / 0.00161		1.01652 / 0.00174	
27.5	1.00100 / 0.00148		1.00860 / 0.00167	
30.0	0.99439 / 0.00144	0.9841	1.00113 / 0.00176	0.9979
32.5	0.98857 / 0.00149		0.99581 / 0.00170	
35.0	0.98422 / 0.00145		0.99047 / 0.00188	
37.5	0.97620 / 0.00167		0.98210 / 0.00164	
40.0	0.97372 / 0.00137	0.9606	0.97626 / 0.00183	0.9711
42.5	0.96326 / 0.00158		0.97339 / 0.00163	
45.0	0.96266 / 0.00162		0.96597 / 0.00167	
47.5	0.95927 / 0.00155		0.95700 / 0.00165	
50.0	0.95693 / 0.00210	0.9401		0.9468



Рис.3. Сравнение формы спектра нейтронов для обогащения 7% по Pu²³⁹: — — — начало кампании;
 - - - конец кампании

Изменение формы плотности потока нейтронов с выгоранием приводится на рис.3 и 4, где представлена плотность потока нейтронов в 29 энергетических группах для области энергий от 10^{-11} до 14.5 МэВ.

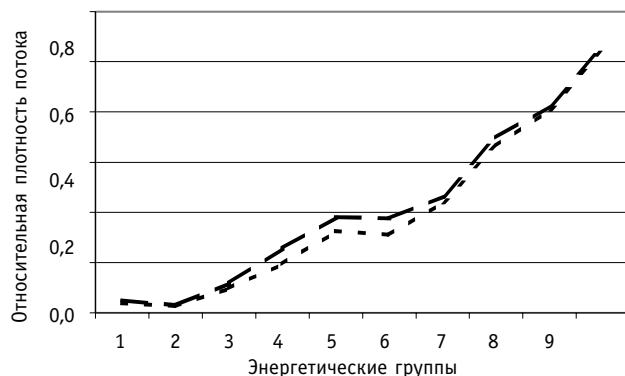


Рис. 4. Сравнение формы спектра нейтронов для обогащения 8% по Pu^{239} : — начало кампании; - - - конец кампании

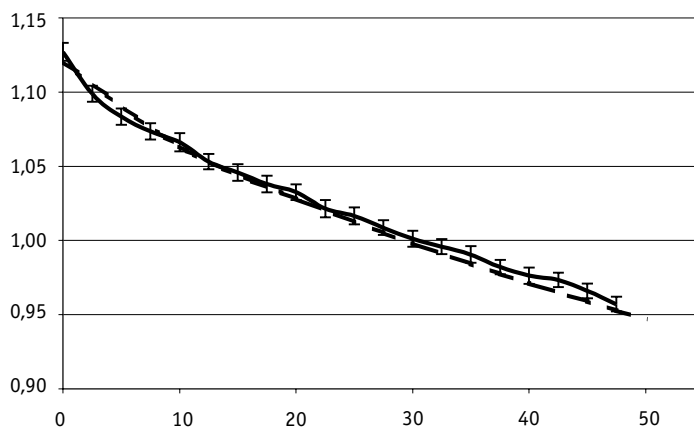


Рис. 5. Сравнение результатов расчета k_{∞} для обогащения 7% по Pu^{239} : — Burnup; - - - Yukio Ishiguro

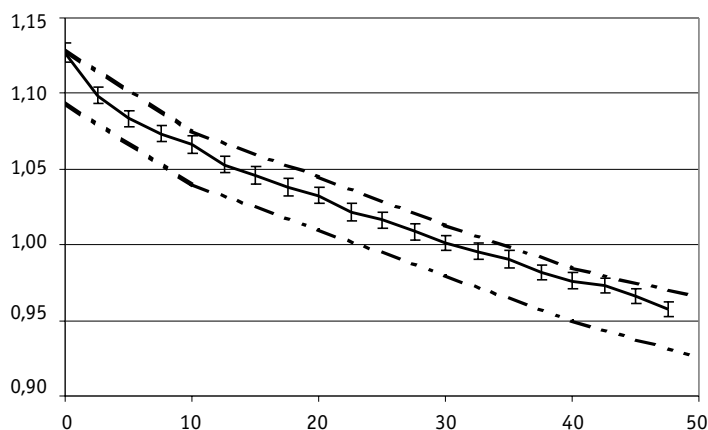


Рис. 6. Минимальные и максимальные значения k_{∞} для обогащения 7% по Pu^{239} : - - - min; max; — Burnup

СРАВНЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ, ПОЛУЧЕННЫХ ПО РАЗЛИЧНЫМ МЕТОДИКАМ

Для обоснования применимости комплекса Burnup для решения задач выгорания ядерного топлива было проведено сравнение результатов расчета тестового варианта с использованием комплекса с результатами расчетов, выполненных по другим

Таблица 5

Сравнение результатов расчета концентраций для обогащения 7% по Pu²³⁹

Изотоп	Выгорание					
	30 ГВт·сут/т			50 ГВт·сут/т		
	Витуп	[4]	ε, %	Витуп	[4]	ε, %
U ²³⁴	4.647·10 ⁻⁰⁸	2.856·10 ⁻⁰⁸	62.7	2.050·10 ⁻⁰⁷	1.192·10 ⁻⁰⁷	72.0
U ²³⁵	4.317·10 ⁻⁰⁵	4.240·10 ⁻⁰⁵	1.82	3.326·10 ⁻⁰⁵	3.239·10 ⁻⁰⁵	2.69
U ²³⁶	4.969·10 ⁻⁰⁶	5.233·10 ⁻⁰⁶	5.04	7.073·10 ⁻⁰⁶	7.261·10 ⁻⁰⁶	2.59
U ²³⁸	2.004·10 ⁻⁰²	2.005·10 ⁻⁰²	0.0499	1.967·10 ⁻⁰²	1.968·10 ⁻⁰²	0.0508
Np ²³⁷	2.700·10 ⁻⁰⁶	3.324·10 ⁻⁰⁶	18.8	4.398·10 ⁻⁰⁶	5.308·10 ⁻⁰⁶	17.1
Pu ²³⁸	6.206·10 ⁻⁰⁶	4.64·10 ⁻⁰⁶	33.8	1.709·10 ⁻⁰⁵	1.301·10 ⁻⁰⁵	31.4
Pu ²³⁹	1.124·10 ⁻⁰³	1.124·10 ⁻⁰³	0.00	1.005·10 ⁻⁰³	1.007·10 ⁻⁰³	0.199
Pu ²⁴⁰	5.703·10 ⁻⁰⁴	5.675·10 ⁻⁰⁴	0.493	5.439·10 ⁻⁰⁴	5.389·10 ⁻⁰⁴	0.928
Pu ²⁴¹	2.856·10 ⁻⁰⁴	2.897·10 ⁻⁰⁴	1.42	2.928·10 ⁻⁰⁴	2.976·10 ⁻⁰⁴	1.61
Pu ²⁴²	1.778·10 ⁻⁰⁴	1.750·10 ⁻⁰⁴	1.60	1.780·10 ⁻⁰⁴	1.726·10 ⁻⁰⁴	3.13
Am ²⁴¹	2.825·10 ⁻⁰⁵	2.207·10 ⁻⁰⁵	28.0	4.000·10 ⁻⁰⁵	3.063·10 ⁻⁰⁵	30.6
Am ²⁴³	3.347·10 ⁻⁰⁵	3.572·10 ⁻⁰⁵	6.30	4.626·10 ⁻⁰⁵	4.900·10 ⁻⁰⁵	5.59
Cm ²⁴⁴	1.295·10 ⁻⁰⁵	1.382·10 ⁻⁰⁵	6.30	2.761·10 ⁻⁰⁵	2.958·10 ⁻⁰⁵	6.66
Mo ⁹⁵	2.615·10 ⁻⁰⁵	2.561·10 ⁻⁰⁵	2.11	4.504·10 ⁻⁰⁵	4,429·10 ⁻⁰⁵	1.69
Tc ⁹⁹	3.694·10 ⁻⁰⁵	3.693·10 ⁻⁰⁵	0.0271	5.878·10 ⁻⁰⁵	5,778·10 ⁻⁰⁵	1.73
Ru ¹⁰¹	3.813·10 ⁻⁰⁵	4.269·10 ⁻⁰⁵	10.7	6.208·10 ⁻⁰⁵	6,908·10 ⁻⁰⁵	10.1
Rh ¹⁰³	3.547·10 ⁻⁰⁵	3.703·10 ⁻⁰⁵	4.21	5.534·10 ⁻⁰⁵	5,772·10 ⁻⁰⁵	4.12
Pd ¹⁰⁵	3.285·10 ⁻⁰⁵	3.543·10 ⁻⁰⁵	7.28	5.369·10 ⁻⁰⁵	5,776·10 ⁻⁰⁵	7.05
Pd ¹⁰⁷	2.157·10 ⁻⁰⁵	2.156·10 ⁻⁰⁵	0.0464	3.527·10 ⁻⁰⁵	3,524·10 ⁻⁰⁵	0.0851
Pd ¹⁰⁸	1.565·10 ⁻⁰⁵	1.452·10 ⁻⁰⁵	7.78	2.608·10 ⁻⁰⁵	2,436·10 ⁻⁰⁵	7.06
Ag ¹⁰⁹	8.244·10 ⁻⁰⁶	9.762·10 ⁻⁰⁶	15.6	1.257·10 ⁻⁰⁵	1,418·10 ⁻⁰⁵	11.4
Xe ¹³¹	1.904·10 ⁻⁰⁵	1.860·10 ⁻⁰⁵	2.37	2.782·10 ⁻⁰⁵	2,591·10 ⁻⁰⁵	7.37
Xe ¹³⁵	2.091·10 ⁻⁰⁸	2.642·10 ⁻⁰⁸	20.9	1.960·10 ⁻⁰⁸	2,617·10 ⁻⁰⁸	25.1
Cs ¹³³	4.023·10 ⁻⁰⁵	4.158·10 ⁻⁰⁵	3.25	6.298·10 ⁻⁰⁵	6,470·10 ⁻⁰⁵	2.66
Cs ¹³⁵	4.058·10 ⁻⁰⁵	4.279·10 ⁻⁰⁵	5.16	6.678·10 ⁻⁰⁵	7,015·10 ⁻⁰⁵	4.8
Nd ¹⁴³	2.762·10 ⁻⁰⁵	2.814·10 ⁻⁰⁵	1.85	4.457·10 ⁻⁰⁵	4,549·10 ⁻⁰⁵	2.02
Nd ¹⁴⁸	1.178·10 ⁻⁰⁵	1.208·10 ⁻⁰⁵	2.48	1.963·10 ⁻⁰⁵	2,003·10 ⁻⁰⁵	2
Pm ¹⁴⁷	6.352·10 ⁻⁰⁶	6.430·10 ⁻⁰⁶	1.21	7.238·10 ⁻⁰⁶	7,309·10 ⁻⁰⁶	0.971
Sm ¹⁴⁷	2.509·10 ⁻⁰⁶	2.137·10 ⁻⁰⁶	17.4	4.651·10 ⁻⁰⁶	3,864·10 ⁻⁰⁶	20.4
Sm ¹⁴⁹	9.360·10 ⁻⁰⁷	1.082·10 ⁻⁰⁶	13.5	9.189·10 ⁻⁰⁷	1,090·10 ⁻⁰⁶	15.7
Sm ¹⁵⁰	8.110·10 ⁻⁰⁶	8.180·10 ⁻⁰⁶	0.856	1.420·10 ⁻⁰⁵	1,393·10 ⁻⁰⁵	1.94
Sm ¹⁵¹	2.384·10 ⁻⁰⁶	2.646·10 ⁻⁰⁶	9.9	2.800·10 ⁻⁰⁶	3,368·10 ⁻⁰⁶	16.9
Sm ¹⁵²	4.150·10 ⁻⁰⁶	4.475·10 ⁻⁰⁶	7.26	5.877·10 ⁻⁰⁶	6,551·10 ⁻⁰⁶	10.3
Eu ¹⁵³	4.138·10 ⁻⁰⁶	4.617·10 ⁻⁰⁶	10.4	7.215·10 ⁻⁰⁶	8,056·10 ⁻⁰⁶	10.4
Eu ¹⁵⁴	1.222·10 ⁻⁰⁶	1.411·10 ⁻⁰⁶	13.4	3.009·10 ⁻⁰⁶	3,427·10 ⁻⁰⁶	12.2
Eu ¹⁵⁵	3.848·10 ⁻⁰⁷	1.030·10 ⁻⁰⁶	62.6	7.215·10 ⁻⁰⁷	1,939·10 ⁻⁰⁶	62.8

Таблица 6

**Сравнение результатов расчета концентраций
для обогащения 8% по Pu^{239}**

Изотоп	Выгорание					
	30 ГВт-сут/т			50 ГВт-сут/т		
	Burnup	[4]	ϵ , %	Burnup	[4]	ϵ , %
U^{234}	$4.542 \cdot 10^{-08}$	$2.715 \cdot 10^{-08}$	67.3	$1.86 \cdot 10^{-07}$	$1.084 \cdot 10^{-07}$	71.8
U^{235}	$4.168 \cdot 10^{-05}$	$4.078 \cdot 10^{-05}$	2.21	$3.210 \cdot 10^{-05}$	$3.086 \cdot 10^{-05}$	4.02
U^{236}	$5.331 \cdot 10^{-06}$	$5.602 \cdot 10^{-06}$	4.84	$7.442 \cdot 10^{-06}$	$7.642 \cdot 10^{-06}$	2.62
U^{238}	$1.965 \cdot 10^{-02}$	$1.961 \cdot 10^{-02}$	0.204	$1.925 \cdot 10^{-02}$	$1.917 \cdot 10^{-02}$	0.417
Np^{237}	$3.000 \cdot 10^{-06}$	$3.665 \cdot 10^{-06}$	18.1	$4.831 \cdot 10^{-06}$	$5.842 \cdot 10^{-06}$	17.3
Pu^{238}	$5.609 \cdot 10^{-06}$	$4.301 \cdot 10^{-06}$	30.4	$1.493 \cdot 10^{-05}$	$1.163 \cdot 10^{-05}$	28.4
Pu^{239}	$1.443 \cdot 10^{-03}$	$1.437 \cdot 10^{-03}$	0.418	$1.388 \cdot 10^{-03}$	$1.376 \cdot 10^{-03}$	0.872
Pu^{240}	$6.878 \cdot 10^{-04}$	$6.877 \cdot 10^{-04}$	0.0145	$6.872 \cdot 10^{-04}$	$6.874 \cdot 10^{-04}$	0.0291
Pu^{241}	$2.801 \cdot 10^{-04}$	$2.823 \cdot 10^{-04}$	0.779	$2.778 \cdot 10^{-04}$	$2.803 \cdot 10^{-04}$	0.892
Pu^{242}	$1.992 \cdot 10^{-04}$	$1.974 \cdot 10^{-04}$	0.912	$1.937 \cdot 10^{-04}$	$1.896 \cdot 10^{-04}$	2.16
Am^{241}	$3.137 \cdot 10^{-05}$	$2.422 \cdot 10^{-05}$	29.5	$4.418 \cdot 10^{-05}$	$3.375 \cdot 10^{-05}$	30.9
Am^{243}	$3.382 \cdot 10^{-05}$	$3.561 \cdot 10^{-05}$	5.03	$4.649 \cdot 10^{-05}$	$4.908 \cdot 10^{-05}$	5.28
Cm^{244}	$1.144 \cdot 10^{-05}$	$1.215 \cdot 10^{-05}$	5.84	$2.397 \cdot 10^{-05}$	$2.573 \cdot 10^{-05}$	6.84
Mo^{95}	$2.609 \cdot 10^{-05}$	$2.549 \cdot 10^{-05}$	2.3	$4.407 \cdot 10^{-05}$	$4.400 \cdot 10^{-05}$	0.159
Tc^{99}	$3.668 \cdot 10^{-05}$	$3.698 \cdot 10^{-05}$	0.818	$5.819 \cdot 10^{-05}$	$5.802 \cdot 10^{-05}$	0.293
Ru^{101}	$3.757 \cdot 10^{-05}$	$4.229 \cdot 10^{-05}$	12.6	$6.029 \cdot 10^{-05}$	$6.814 \cdot 10^{-05}$	11.5
Rh^{103}	$3.644 \cdot 10^{-05}$	$3.840 \cdot 10^{-05}$	5.38	$5.789 \cdot 10^{-05}$	$6.165 \cdot 10^{-05}$	6.1
Pd^{105}	$3.221 \cdot 10^{-05}$	$3.509 \cdot 10^{-05}$	8.94	$5.185 \cdot 10^{-05}$	$5.682 \cdot 10^{-05}$	8.75
Pd^{107}	$2.079 \cdot 10^{-05}$	$2.103 \cdot 10^{-05}$	1.15	$3.321 \cdot 10^{-05}$	$3.394 \cdot 10^{-05}$	2.15
Pd^{108}	$1.539 \cdot 10^{-05}$	$1.445 \cdot 10^{-05}$	6.11	$2.542 \cdot 10^{-05}$	$2.422 \cdot 10^{-05}$	4.95
Ag^{109}	$8.443 \cdot 10^{-06}$	$9.907 \cdot 10^{-06}$	17.3	$1.312 \cdot 10^{-05}$	$1.473 \cdot 10^{-05}$	10.9
Xe^{131}	$1.917 \cdot 10^{-05}$	$1.876 \cdot 10^{-05}$	2.14	$2.822 \cdot 10^{-05}$	$2.665 \cdot 10^{-05}$	5.89
Xe^{135}	$2.179 \cdot 10^{-08}$	$2.949 \cdot 10^{-08}$	35.5	$2.158 \cdot 10^{-08}$	$2.956 \cdot 10^{-08}$	27
Cs^{133}	$3.996 \cdot 10^{-05}$	$4.151 \cdot 10^{-05}$	3.88	$6.229 \cdot 10^{-05}$	$6.474 \cdot 10^{-05}$	3.78
Cs^{135}	$4.400 \cdot 10^{-05}$	$4.707 \cdot 10^{-05}$	6.98	$7.172 \cdot 10^{-05}$	$7.732 \cdot 10^{-05}$	7.24
Nd^{143}	$2.749 \cdot 10^{-05}$	$2.830 \cdot 10^{-05}$	2.95	$4.419 \cdot 10^{-05}$	$4.590 \cdot 10^{-05}$	3.73
Nd^{148}	$1.173 \cdot 10^{-05}$	$1.212 \cdot 10^{-05}$	3.32	$1.930 \cdot 10^{-05}$	$1.999 \cdot 10^{-05}$	3.45
Pm^{147}	$6.373 \cdot 10^{-06}$	$6.562 \cdot 10^{-06}$	2.97	$7.386 \cdot 10^{-06}$	$7.577 \cdot 10^{-06}$	2.52
Sm^{147}	$2.556 \cdot 10^{-06}$	$2.113 \cdot 10^{-06}$	17.3	$4.602 \cdot 10^{-06}$	$3.805 \cdot 10^{-06}$	20.9
Sm^{149}	$2.436 \cdot 10^{-06}$	$2.706 \cdot 10^{-06}$	11.1	$2.653 \cdot 10^{-06}$	$3.010 \cdot 10^{-06}$	11.9
Sm^{150}	$6.586 \cdot 10^{-06}$	$6.579 \cdot 10^{-06}$	0.106	$1.235 \cdot 10^{-05}$	$1.200 \cdot 10^{-05}$	2.92
Sm^{151}	$2.909 \cdot 10^{-06}$	$3.077 \cdot 10^{-06}$	5.78	$3.738 \cdot 10^{-06}$	$4.195 \cdot 10^{-06}$	10.9
Sm^{152}	$3.863 \cdot 10^{-06}$	$4.320 \cdot 10^{-06}$	11.8	$5.631 \cdot 10^{-06}$	$6.556 \cdot 10^{-06}$	14.1
Eu^{153}	$3.816 \cdot 10^{-06}$	$4.257 \cdot 10^{-06}$	11.6	$6.527 \cdot 10^{-06}$	$7.310 \cdot 10^{-06}$	10.7
Eu^{154}	$1.186 \cdot 10^{-06}$	$1.382 \cdot 10^{-06}$	16.5	$2.811 \cdot 10^{-06}$	$3.277 \cdot 10^{-06}$	14.2
Eu^{155}	$5.568 \cdot 10^{-07}$	$1.199 \cdot 10^{-06}$	11.5	$1.041 \cdot 10^{-06}$	$2.281 \cdot 10^{-06}$	54.4

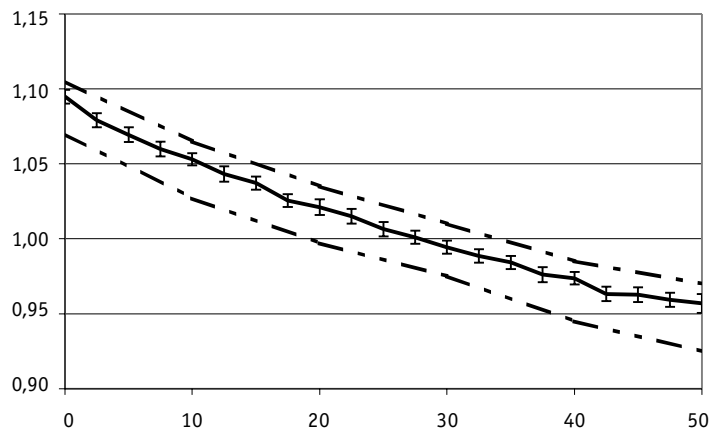


Рис. 7. Минимальные и максимальные значения k_{∞} для обогащения 8% по Pu^{239} : — min; — max; — Burnup

методикам и приведенных в работе [3]. Анализировались результаты расчета коэффициента размножения и концентраций изотопов.

Рис. 5 иллюстрирует совпадение с результатами, полученными в работе [3].

Имеются многочисленные результаты расчетов данных тестовых задач различными методами, полученные различными авторами, которые также приводятся в работе [3]. На рис. 6 и 7 приведены результаты расчетов коэффициента размножения в сравнении с минимальными и максимальными значениям, полученными различными авторами. Из этих графиков видно, что результаты различных расчетов различаются очень сильно. Также видно, что кривые, полученные с помощью комплекса Burnup, полностью лежат внутри «коридоров», задаваемых расчетами различных авторов.

В табл. 5 и 6 приводятся результаты сравнения наших расчетов концентраций ряда нуклидов с результатами, приведенными в [4].

Таким образом, принимая во внимание большой разброс результатов расчетов коэффициента размножения, наблюдаемых при расчетах по различным методикам, можно говорить об удовлетворительном совпадении результатов расчетов выгорания. Результаты полученные с применением комплекса Burnup оказались наиболее близки к оригинальным результатам [3]. Анализ результатов расчетов концентраций изотопов также продемонстрировал удовлетворительное соответствие для расчета концентраций основных изотопов системы. Следовательно, комплекс Burnup может использоваться для решения задач выгорания ядерного топлива.

С другой стороны, наблюдаемый разброс результатов доказывает необходимость проведения дальнейшей работы по созданию комплексов программ изотопной кинетики.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В итоге проведенной работы были получены следующие результаты:

- 1) разработана и протестирована программа для расчета изменения ядерных концентраций изотопов в процессе выгорания ядерного топлива методом матричной экспоненты MatExp;
- 2) разработан вычислительный комплекс на основе программ NJOY, MCNP и MatExp для проведения прецизионных расчетов выгорания ядерного топлива Burnup;
- 3) проведено тестирование и обоснование практической применимости комплекса Burnup на основе тестовых расчетов.

В процессе выполнения работы возник широкий круг вопросов, ответить на которые пока не удалось. Среди этих вопросов: разработка методики и программ для расчета изотопной кинетики с применением модели «эффективного осколка», разработка методики оценки погрешностей расчетов, включение в состав комплекса программ для расчетов с использованием детерминистических методов и др.

Литература

1. MCNP – A General Monte-Carlo N-Particle Transport Code Version 4B. LA-12625-M. 1997.
2. *MacFarlane R.E., Muir D.W.* The NJOY Nuclear Data Processing System Version 91 LA-12740-M 1994.
3. *Yukio Ishiguro.* Resonance Absorption and Coolant Void Reactivity Coefficient in Tighter Pitch Lattices. В сб. "Nuclear Data For The Calculation Of Thermal Reactor Reactivity Coefficients". IAEA-TECDOC-491. – Vienna, 1989.
4. *Spepanek J., Vontobel P.* EIR Results for the HCLWR NEACRP Burnup Benchmark Obtained Using EIR Version of DANDE System and JEF Library, NEACRP-A-851.
5. *Бахвалов Н.С., Жидков Н.П., Кобельков Г.М.* Численные методы: Учебное пособие для вузов. – М.: Наука, 2001.

Поступила в редакцию 19.06.2003

Calculation research has been done to substantiate accumulation of ^{242m}Am from ^{241}Am target in BN-600 reactor

Experience of breeding the isotopes (such as ^{60}Co , ^{37}Ar) with the special irradiating channels has been stored at BN-600 reactor. The channels with different moderators – ZrH_2 , Be, $^{11}\text{B}_4\text{C}$ and with different filters – Cd, Gd, ^{155}Gd , ^{157}Gd have been considered in the noted research. It is demonstrated that the special designed irradiating channels allow to increase amount of ^{242m}Am in irradiated sample up to 14 % for irradiation period less than two years. Under irradiation in neutron spectrum at the fast reactor with no irradiating channel it is possible to obtain ^{242m}Am in amount not more than 6 % for approximately 12 years.

УДК 621.039.564

Development and Implementation of the Device for Measurement of Spent Fuel Assemblies Burn-up For the VVER-400 Reactor (FAMOS-III) \S.A. Andrushechko, S.N. Goloshapov, V.F. Ukraintsev, B.Yu. Vasiliev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 11 pages, 3 tables. – References 4 titles.

Because of use of a new NPP fuel with higher enrichment, there was a necessity in development of a special device and technique for a measurement of burn-up of spent fuel in a real NPP conditions.

The device, which realized this technique of burn-up measurement, is FAMOS-III. It was developed under technical requirements, developed on the Kola NPP, and then was established on it.

The FAMOS-III represents the multifunctional detector, it allows to carry out measurements directly on a nominal place of fuel storage – in the spent fuel pool. The complex of methodical measurements was carried out to develop the procedures of a background subtraction, creation of calibration curves for different measurement conditions and for result corrections (on a modification of separate channels effectiveness, background measurements, correction on miscounts, boron acid concentration etc.). The components of measurement errors and resulting error were analyzed and adjusted.

As a result, the FAMOS-III device was certificated by the commission of methods and tools of nuclear safety parameter control of the Atomic Ministry of Russian Federation. It is recommended for application on the Kola NPP. The technique of measurements a VVER-440 spent fuel burn-up by FAMOS -III is certificated by State Standards Committee of Russian Federation.

УДК 621.039.54

MCNP-based Nuclear Fuel Burn-up Calculations \M.Yu. Volkov, V.V. Kolesov, V.F. Ukraintsev; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 13 pages, 7 illustration, 6 tables. – References 5 titles.

The program system for nuclear fuel burn-up calculations is described. This program system is based on the MCNP-code for neutron transport calculations. Also some results of applying this system to existing benchmark calculations of high conversion light water reactor cell with tighter pitch lattice are presented.

УДК 621.039.586: 536.42

Calculation analysis of relocation and freezing of uranium dioxide melt in the ring channel in conditions of experiment TRAN/G.N. Vlasichev, G.B. Usynin; Editorial board of journal "Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika" (Communications of Higher School. Nuclear Power Engineering). – Obninsk, 2004. – 8 pages, 4 illustrations. – References, 7 titles.

The numerical model of relocation and freezing of molten fuel in channels for pass of coolant in axial blanket of BN reactor at heavy accident with core meltdown is used for the calculation analysis of experiment TRAN-B1 with pure uranium dioxide ejected upwards in the ring channel. The developed numerical model is a combination of models of conduction and volumetric freezing – takes into account narrowing the channel and increase of driven melt viscosity. The results of the techniques received on the calculation scheme with limited amount of melt, will satisfactorily be coordinated to the experiment data. The calculation data will be coordinated with experimental on character of process, in which the part of a material freezes in frozen crusts on ring section walls, and other material, not blocking completely through passage section, is carried away in the waste tank. Thus the calculated values of frozen crusts thickness equal maximum 0,23 mm and 0,24 mm on convex and concave accordingly walls of the channel, coincide with experimental data. The basic amount of the