

ИССЛЕДОВАНИЕ ПЕРЕНОСА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ В ЯДЕРНЫХ ДАННЫХ НА ЯДЕРНЫЕ КОНЦЕНТРАЦИИ НУКЛИДОВ В РАСЧЕТАХ ВЫГОРАНИЯ

А.Н. Писарев*, **, В.В. Колесов*

*** ИАТЭ НИЯУ МИФИ**

249020, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1

**** НИЦ «Курчатовский институт»**

123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1



Основные работы по оценке влияния неопределенностей в ядерных данных посвящены их влиянию на эффективный коэффициент размножения путем введения так называемых коэффициентов чувствительности и лишь незначительная их часть посвящена влиянию на результаты расчетов кампании.

С другой стороны, неопределенности в скоростях реакций, плотности потока нейтронов и других величинах могут привести к значительным искажениям полученных результатов, поэтому важно уметь определить влияние таких неопределенностей на ядерные концентрации нуклидов в процессе их выгорания.

Рассматривается возможность переноса неопределенностей в потоке нейтронов и скоростях реакций на ядерные концентрации нуклидов, полученные в расчетах выгорания, на примере ячейки реактора PWR с MOX-топливом. Для этого с помощью программы VisualBurnOut были проведены три цикла расчета выгорания и проведен анализ переноса неопределенностей. Преимущество метода оценки неопределенностей, реализованного в программе расчета выгорания VisualBurnOut, заключается в том, что все среднеквадратичные отклонения в ядерных концентрациях нуклидов получаются за один расчет, тогда как с помощью статистического метода, например, GRS (Generation Random Sampled), требуется проводить множество расчетов.

Результаты расчетов среднеквадратичных отклонений в ядерных концентрациях, полученных программой VisualBurnOut, были верифицированы с помощью простой модельной задачи. Показано, что наблюдается сложная зависимость распространения среднеквадратичных отклонений ядерных концентраций нуклидов в процессе выгорания топлива, поэтому необходимо в дальнейшем исследовать влияние неопределенностей в ядерных данных на ядерные концентрации нуклидов.

Ключевые слова: реакторная установка, расчеты выгорания, неопределенности в ядерных данных, неопределенности в ядерных концентрациях нуклидов, метод Монте-Карло.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время большое внимание уделяется оценке влияния неопределенностей в ядерных данных на параметры различных реакторных установок. Однако, в основном, изучается влияние неопределенностей в ядерных данных на основные параметры ($k_{эфф}$, скорости реакций и другие), используя коэффициенты чувствительности. Так, оценки неопределенностей для различных тепловых реакторов с глубиной выгорания 40 – 100 МВт·сут/кг равны 0.5 – 2% для $k_{эфф}$ [1 – 4], 1 – 5% для доплеровского коэффициента реактивности [1, 2] и 1 – 10% для остаточного тепловыделения [1 – 5].

Ядерные данные для высоких энергий являются менее точными, и оценки неопределенностей для быстрых реакторов соответственно имеют большие значения, чем для тепловых реакторов, например, 1 – 4% для $k_{эфф}$ [1, 2, 5, 6], 3 – 8% для температурного коэффициента реактивности [1, 2], 10 – 20% для натриевого пустотного коэффициента реактивности [2, 6] и 1 – 20% для остаточного тепловыделения. В наибольшей степени плохая точность данных влияет на электроядерные установки, используемые для сжигания актинидов, и неопределенности для различных величин могут достигать десятков процентов [2, 7].

Лишь небольшое количество работ посвящено изучению влияния неопределенностей в ядерных данных на ядерные концентрации нуклидов, полученные в процессе расчетов выгорания топлива в реакторной установке [8 – 20]. Первые попытки оценить влияние неопределенностей в ядерных данных на концентрации нуклидов в процессе выгорания были сделаны, по-видимому, в [8, 9].

Количественная оценка неопределенностей концентраций в расчетах выгорания позволит лучше прогнозировать изотопный состав топлива для оптимизационных задач трансмутации, рециркуляции и удаления отходов. Показатели трансмутации существенно зависят от ядерных данных, и важно количественно оценить результирующие неопределенности в интегральных параметрах быстрых реакторных систем, поскольку их топливо может быть сильно насыщено малыми актинидами, такими как америций и кюрий, сечения (скорости реакций) которых плохо известны. Знание изотопного состава во время эксплуатации реактора существенно для оценки долговременной радиотоксичности и остаточного тепловыделения отработавшего топлива, изменений запаса реактивности, роста давления газа и концентрации летучих продуктов деления (которые формируют источник выброса в аварийных случаях) [20]. Для транспортировки и хранения отработавшего топлива значение имеет как точный расчет полного остаточного тепловыделения, так и неопределенность в $k_{эфф}$. Решение задач выгорания топлива важно также для оценки накопления ряда изотопов, возникающих в реакторных установках, таких как, например, изотопы плутония. При этом в большинстве случаев достаточно сложно экспериментально определить их концентрации в отработавшем топливе. Таким образом, в настоящее время большое значение имеют численные методы решения задач выгорания. С другой стороны, неопределенности в оцененных скоростях реакций, потоке нейтронов и других величинах могут привести к значительным искажениям полученных результатов, поэтому важно уметь определить влияние таких неопределенностей на ядерные концентрации нуклидов в процессе выгорания топлива.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Пусть $\mathbf{N}(t) = [N_1(t), N_2(t), N_M(t)]^T$ – вектор ядерных концентраций, состоящий из M различных нуклидов, в момент времени t . Изменение ядерных концентраций во времени в нейтронном поле описывается системой дифференциальных уравнений

$$d\mathbf{N}/dt = \mathbf{A}\mathbf{N} = \boldsymbol{\lambda}\mathbf{N} + \boldsymbol{\sigma}^{eff}\Phi\mathbf{N}, \quad (1)$$

где \mathbf{A} – матрица переходов одних нуклидов в другие за счет ядерных реакций и распадов; $\boldsymbol{\lambda}$ – матрица значений постоянных распада размером $M \times M$; $\boldsymbol{\sigma}^{eff}$ – матрица одnogрупповых нейтронных сечений; Φ – усредненный интегральный поток нейтронов. Учитывая, что $\mathbf{N}_0 = \mathbf{N}(0)$ есть начальный вектор ядерных концентраций, решение запишем в виде

$$\mathbf{N}(t) = \exp(\mathbf{A}t)\mathbf{N}_0 \quad (2)$$

при постоянном спектре нейтронов (следовательно, при постоянных одnogрупповых микроскопических сечениях и постоянном потоке нейтронов) на всем временном шаге $[0, t]$.

В ядерных системах, в которых изменения в изотопном составе топлива влияют на распределение потока нейтронов, необходимо проводить серию совместных нейтронно-физических расчетов и расчетов выгорания топлива. В таких комбинированных расчетах весь цикл выгорания делится на несколько последовательных временных интервалов. Для каждого временного интервала выполняется расчет переноса ионизирующего излучения и рассчитываются скорости реакций и плотность потока нейтронов, которые используются для решения уравнения выгорания и получения изотопного состава топлива в конце временного интервала.

Цель работы – не только вычислить вектор \mathbf{N} ядерных концентраций изотопов во времени, но и оценить влияние на ядерные концентрации различных источников неопределенностей, возникающих в результате комбинированного расчета выгорания.

ИСТОЧНИКИ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ В РАСЧЕТАХ ВЫГОРАНИЯ

Пусть неопределенности в начальных ядерных концентрациях нуклидов отсутствуют, хотя учет их тоже возможен. Неопределенности могут быть найдены во всех параметрах, входящих в уравнение выгорания, т.е. в постоянных распада $\boldsymbol{\lambda}$, одnogрупповых эффективных микроскопических сечениях $\boldsymbol{\sigma}^{eff}$, интегральном потоке нейтронов Φ : $\mathbf{N} = \mathbf{N}(\boldsymbol{\lambda}, \boldsymbol{\sigma}^{eff}, \Phi, t)$, откуда следует, что $\Delta\mathbf{N}$ зависит от $\Delta\boldsymbol{\lambda}$, $\Delta\boldsymbol{\sigma}^{eff}$, $\Delta\Phi$, где символ Δ обозначает неопределенность или относительную погрешность соответствующей величины.

1. Неопределенности в постоянных распада $\Delta\boldsymbol{\lambda}$ обычно приводятся в библиотеках оцененных ядерных данных.

2. Неопределенности в одnogрупповых эффективных микроскопических сечениях $\Delta\boldsymbol{\sigma}^{eff}$ зависят как от неопределенностей в оцененных ядерных данных микроскопических сечений $\Delta\boldsymbol{\sigma}^g$, так и от неопределенностей в потоке нейтронов $\Delta\Phi^g(E)$ (индекс g обозначает номер энергетической группы). Зная ковариационные матрицы, которые могут быть получены из соответствующих файлов оцененных нейтронных данных, можно получить неопределенности в одnogрупповых эффективных микроскопических сечениях $\Delta\boldsymbol{\sigma}^{eff}$, например, с использованием модуля ERRORJ программного комплекса NJOY.

Анализ неопределенностей в ядерных данных, имеющихся в самых последних международных библиотеках ядерных данных, показал, что

- отсутствуют данные ковариаций важных нуклидов;
- вопрос о достоверности данных ковариаций остается открытым.

В таком случае результаты, полученные при использовании этих данных, следует рассматривать как своего рода «подтверждение правила»; расчеты следует повторять вплоть до получения более точных данных. С другой стороны, неопределенности в потоке нейтронов обусловлены неопределенностями в микроскопических сечениях, ядер-

ных концентрациях нуклидов (в общем, во всех входных данных, необходимых для расчета уравнения переноса) и статистической природой самого расчета переноса нейтронов методом Монте-Карло.

3. Неопределенности в интегральном потоке нейтронов $\Delta\Phi$. Для того чтобы получить значение потока нейтронов, необходим нормировочный коэффициент. Как правило, предполагается, что таким множителем является постоянная мощность, т.е. имеется механизм регулирования, который будет изменять (компенсировать) значение потока нейтронов для поддержания требуемого уровня постоянной мощности. Если обозначим полную мощность как P , то

$$P = KN\sigma_f\Phi V, \quad (3)$$

где V – объем активной зоны; $N\sigma_f\Phi$ – скорость деления; K – коэффициент пересчета. Из уравнения видно, что неопределенность в интегральном потоке нейтронов будет зависеть от неопределенностей в ядерных концентрациях нуклидов и неопределенностей в однокрупных микроскопических сечениях делящегося материала.

Таким образом, источники неопределенностей в расчетах выгорания можно классифицировать следующим образом:

- 1) неопределенности в исходных ядерных данных;
- 2) неопределенности, обусловленные статистическим характером расчета переноса нейтронов методом Монте-Карло;
- 3) неопределенности, обусловленные нормировочным коэффициентом

$$N = N(\lambda, \sigma^{eff}, \Phi, t) = N(\lambda, \sigma^{eff}, \Delta\Phi, t). \quad (4)$$

В работе исследуется влияние неопределенностей в плотности потока нейтронов и скоростях реакций различных нуклидов на расчеты выгорания.

Наиболее интуитивно понятный метод переноса неопределенностей в ядерных данных на ядерные концентрации в процессе выгорания заключается в разыгрывании для каждого расчета скоростей реакций и (или) плотности потока нейтронов по какому-либо статистическому закону (например, логнормальному) с заданным среднеквадратичным отклонением. Расчет повторяется многократно. Метод прост и универсален, но чрезвычайно затратен, поскольку зачастую необходимо повторять расчет сотни раз. Было разработано несколько схем для оценки неопределенностей только с одним набором решений [11 – 14], но они еще не были в значительной степени приспособлены. Таким образом, получим соответствующие распределения ядерных концентраций и сможем оценить их среднеквадратичные отклонения.

В работе [10] было показано, что такие среднеквадратичные отклонения с хорошей точностью могут быть оценены с помощью вариаций соответствующих ядерных данных (например, скоростей реакций и (или) плотности потока нейтронов) на какую-либо величину, получая соответствующий отклик в ядерных концентрациях. Если вариации совпадут с соответствующими среднеквадратичными отклонениями в прямом статистическом подходе, то и вариации в ядерных концентрациях будут совпадать со среднеквадратичными отклонениями ядерных концентраций. Этот метод оценки неопределенностей ядерных концентраций был реализован в программе расчета выгорания VisualBurnOut [21], где нет необходимости проведения многочисленных расчетов с использованием статистического подхода. Все вариации ядерных концентраций получаются за один «проход» программы VisualBurnOut. При этом, если проводится перерасчет констант на текущем шаге, то в расчет вариаций на следующем шаге необходимо включать все вариации ядерных концентраций, полученные на предыдущем шаге.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТОВ

Расчетная модель представляет собой квадратную ячейку PWR, содержащую MOX-топливо. Геометрия и состав свежего топлива, оболочки и замедлителя приводятся в табл. 1 – 5 и 7. В таблице 6 представлены температуры материалов.

Геометрия квадратной трехзонной ячейки

Таблица 1

Шаг решетки, см	1.3127
Внешний радиус, см	0.475
Толщина оболочки, см	0.065
Радиус топливной таблетки, см	0.410

Изотопный состав плутония в свежем MOX-топливе

Таблица 2

Изотоп	Изотопный состав, % от Pu_{total}
^{238}Pu	0.05
^{239}Pu	93.6
^{240}Pu	6.0
^{241}Pu	0.3
^{242}Pu	0.05

Изотопный состав урана в свежем MOX-топливе

Таблица 3

Изотоп	Изотопный состав, % от U_{total}
^{234}U	0.00119
^{235}U	0.25000
^{238}U	99.74881

Начальное обогащение MOX-топлива

Таблица 4

Содержание плутония в MOX-топливе, % от $Pu_{total}/[U+Pu]$	Обогащение MOX-топлива, % от $Pu_{fissile}/[U+Pu]$
4.377	4.110

Состав неделящихся материалов

Таблица 5

Изотоп	Ядерные концентрации, 10^{24} ядер/см ³
Циркалой-2 (5.8736 г/см ³ – приведенная плотность)	
Zr (природный)	3.8657E-2
Fe (природный)	1.3345E-4
Cr (природный)	6.8254E-5
Теплоноситель/замедлитель (600 ppm бора; 0.7245 г/см ³)	
H	4.8414E-2
O	2.4213E-2
^{10}B	4.7896E-6
^{11}B	1.9424E-5

Таблица 6

Температуры материалов

Материал	Температура, К
Топливо	900
Оболочка	620
Теплоноситель/замедлитель	575

Таблица 7

Начальный состав МОХ-топлива

Изотоп	Ядерные концентрации, 10^{24} ядер/см ³
²³⁴ U	2.7043E-7
²³⁵ U	5.6570E-5
²³⁸ U	2.2286E-2
²³⁸ Pu	4.5941E-7
²³⁹ Pu	8.5640E-4
²⁴⁰ Pu	5.4669E-5
²⁴¹ Pu	2.7221E-6
²⁴² Pu	4.5180E-7
¹⁶ O	4.6515E-2

Для проведения расчетов изотопной кинетики по программе VisualBurnOut использовались одnogрупповые скорости реакций и потоки, рассчитанные методом Монте-Карло. В расчетах учитывались 254 нуклида, для которых были рассчитаны одnogрупповые сечения, полученные на основе библиотек JENDL-3.2 и JEF-2.2. В расчетах было прослежено по 1000 нейтронных поколений с 1000 нейтронных историй на поколение.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Для верификации расчетов неопределенностей в ядерных концентрациях, полученных программой VisualBurnOut, ставится следующая модельная задача: рассматриваются только деление и радиационный захват двух нуклидов – ²⁴⁰Pu и ²⁴¹Pu. Тогда система дифференциальных уравнений имеет вид

$$\begin{cases} \frac{dN_{40}(t)}{dt} = -\sigma_c^{40}\Phi N_{40}(t) - \sigma_f^{40}\Phi N_{40}(t); \\ \frac{dN_{41}(t)}{dt} = -\sigma_c^{41}\Phi N_{41}(t) - \sigma_f^{41}\Phi N_{41}(t) + \sigma_c^{40}\Phi N_{40}(t). \end{cases} \quad (5)$$

Аналитическое решение записывается в виде

$$\begin{cases} N_{40}(t) = N_{40}^0 \exp(-(\sigma_c^{40} + \sigma_f^{40})\Phi t); \\ N_{41}(t) = N_{41}^0 \exp(-(\sigma_c^{41} + \sigma_f^{41})\Phi t) + \frac{\sigma_c^{40} N_{40}^0}{\sigma_c^{41} + \sigma_f^{41} - \sigma_c^{40} - \sigma_f^{40}} \times \\ \times [\exp(-(\sigma_c^{40} + \sigma_f^{40})\Phi t) - \exp(-(\sigma_c^{41} + \sigma_f^{41})\Phi t)]. \end{cases} \quad (6)$$

Коэффициенты чувствительности по отношению к плотности потока нейтронов

таковы:

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{\partial N_{40}(t)}{\partial \Phi} = -N_{40}^0 (\sigma_c^{40} + \sigma_f^{40}) t \cdot \exp(-(\sigma_c^{40} + \sigma_f^{40}) \Phi t); \\ \frac{\partial N_{41}(t)}{\partial \Phi} = -N_{41}^0 (\sigma_c^{41} + \sigma_f^{41}) t \cdot \exp(-(\sigma_c^{41} + \sigma_f^{41}) \Phi t) + \frac{\sigma_c^{40} N_{40}^0 t}{\sigma_c^{41} + \sigma_f^{41} - \sigma_c^{40} - \sigma_f^{40}} \times \\ \times \left[-(\sigma_c^{40} + \sigma_f^{40}) \exp(-(\sigma_c^{40} + \sigma_f^{40}) \Phi t) + (\sigma_c^{41} + \sigma_f^{41}) \cdot \exp(-(\sigma_c^{41} + \sigma_f^{41}) \Phi t) \right]. \end{array} \right. \quad (7)$$

Далее находятся неопределенности в ядерных концентрациях нуклидов ^{240}Pu и ^{241}Pu : $\partial N_{40}(t) \Delta \Phi \cdot 100\% / \partial \Phi N_{40}(t)$ и $\partial N_{41}(t) \Delta \Phi \cdot 100\% / \partial \Phi N_{41}(t)$.

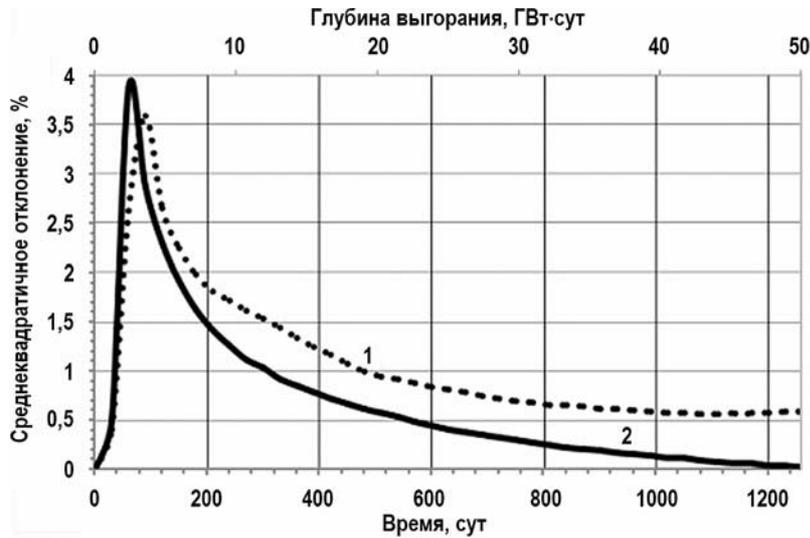


Рис. 1. Среднеквадратичное отклонение в ядерной концентрации ^{241}Pu : 1 – аналитический расчет; 2 – расчет по программе VisualBurnOut

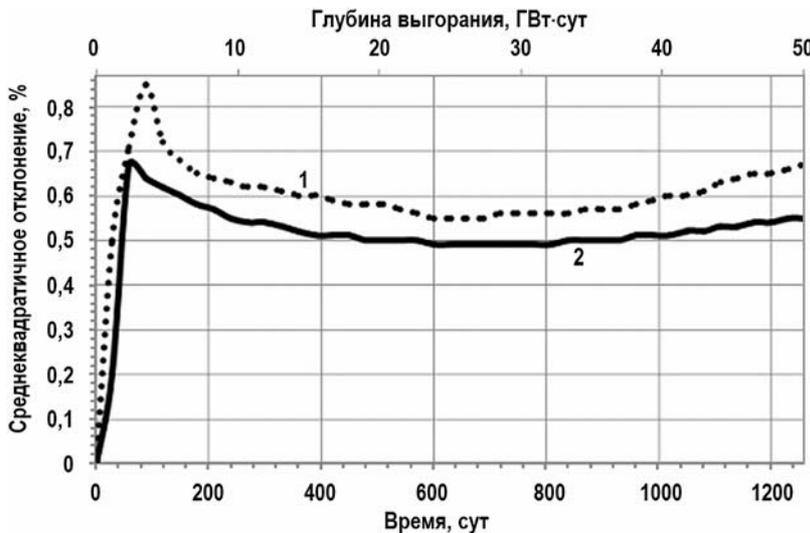


Рис. 2. Среднеквадратичное отклонение в ядерной концентрации ^{240}Pu : 1 – аналитический расчет; 2 – расчет по программе VisualBurnOut

На рисунках 1, 2 представлены среднеквадратичные отклонения в ядерных концентрациях нуклидов ^{241}Pu и ^{240}Pu соответственно, полученные численным и ана-

литическим способом при возмущении плотности потока на 10%.

Из рисунков видно, что, во-первых, среднеквадратичные отклонения ведут себя сложным образом в зависимости от времени выгорания; во-вторых, результаты, полученные аналитическим методом, находятся в хорошем согласии с результатами численного расчета по программе VisualBurnOut.

Далее по программе VisualBurnOut были проведены три цикла расчетов выгорания: до 16, 32 и 48 ГВт·сут/т для ячейки реактора PWR с MOX-топливом, описанной выше. Пересчет плотности потока нейтронов для сохранения линейной мощности проводился с шагом 30 суток, что приблизительно соответствует 1.1 ГВт·сут/т. Однорупповые константы пересчитывались на каждом шаге по выгоранию. Мы проводили расчеты выгорания, задавая среднеквадратичные отклонения для потока нейтронов и скоростей реакций, и далее анализировали поведение неопределенностей ядерных концентраций в зависимости от времени, учитывая как отдельный вклад неопределенности каждой величины, так и совместный. Среднеквадратичные отклонения входных данных для расчета выгорания составляли 10%.

Ниже приводятся результаты расчетов среднеквадратичных отклонений ядерных концентраций нуклидов в зависимости от неопределенностей в различных ядерных данных. Везде предполагается, что среднеквадратичные отклонения скоростей реакций и нейтронного потока составляют 10%.

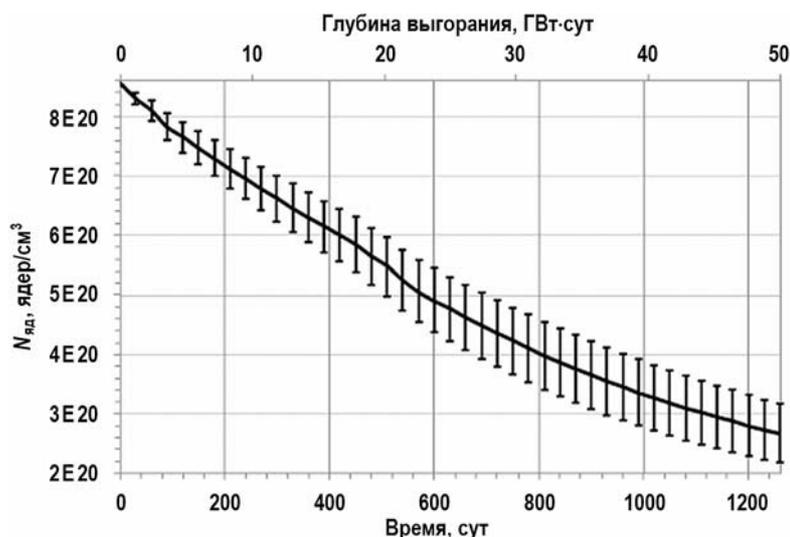
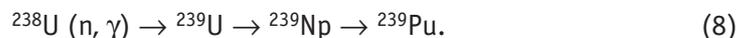


Рис. 3. Ядерная концентрация ^{239}Pu

На рисунке 3 представлен график зависимости от времени ядерной концентрации ^{239}Pu , а на рис. 4 – её среднеквадратичные отклонения, обусловленные неопределенностями в плотности потока нейтронов и скоростях реакций $^{238}\text{U}(n, \gamma)$, $^{239}\text{Pu}(n, f)$ и $^{239}\text{Pu}(n, \gamma)$. Как видно из рис. 4, среднеквадратичные отклонения для ядерной концентрации ^{239}Pu различны в зависимости от того, какой параметр возмущен.

На рисунках 5, 6 приведены аналогичные данные для ^{241}Pu , обусловленные неопределенностями в плотности потока нейтронов и скоростях реакций $^{241}\text{Pu}(n, f)$, $^{241}\text{Pu}(n, \gamma)$ и $^{240}\text{Pu}(n, \gamma)$.

Неопределенность в ядерной концентрации ^{239}Pu , в основном, формируется неопределенностями в скоростях реакций деления ^{239}Pu и радиационного захвата ^{238}U . Это можно объяснить тем, что ^{239}Pu получается из ^{238}U в цепочке следующих превращений:



Основной вклад в неопределенность в ядерной концентрации ^{241}Pu вносят неопределенности в скоростях реакций деления ^{241}Pu и радиационного захвата ^{240}Pu по той же причине, что и для ^{239}Pu . Неопределенность в ядерной концентрации ^{235}U , в основном, формируется неопределенностями в скоростях реакций деления и радиационного захвата ^{235}U .

Увеличение или уменьшение среднеквадратичного отклонения ядерных концентраций связано с изменением поведения самих ядерных концентраций. На рисунках 3, 4 показано, что уменьшение скорости спадания ядерной концентрации ^{239}Pu (перегиб графика) приводит к остановке роста ее среднеквадратичного отклонения. Уменьшение скорости накопления ядерной концентрации ^{241}Pu , приводит к остановке спада ее среднеквадратичных отклонений (см. рис. 5, 6).

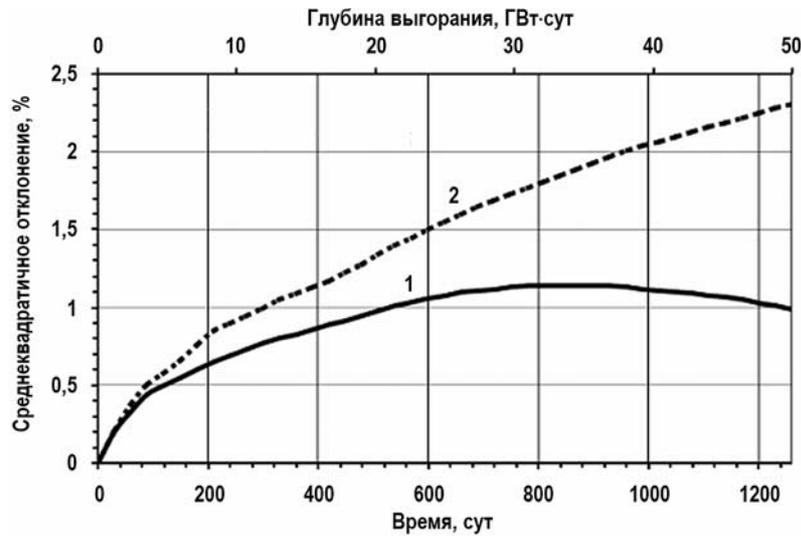


Рис. 4. Среднеквадратичные отклонения в ядерной концентрации ^{239}Pu , обусловленные неопределенностями в плотности потока нейтронов (кривая 1) и неопределенностями в скоростях реакций $^{238}\text{U}(n,\gamma)$, $^{239}\text{Pu}(n,f)$ и $^{239}\text{Pu}(n,\gamma)$ (кривая 2)

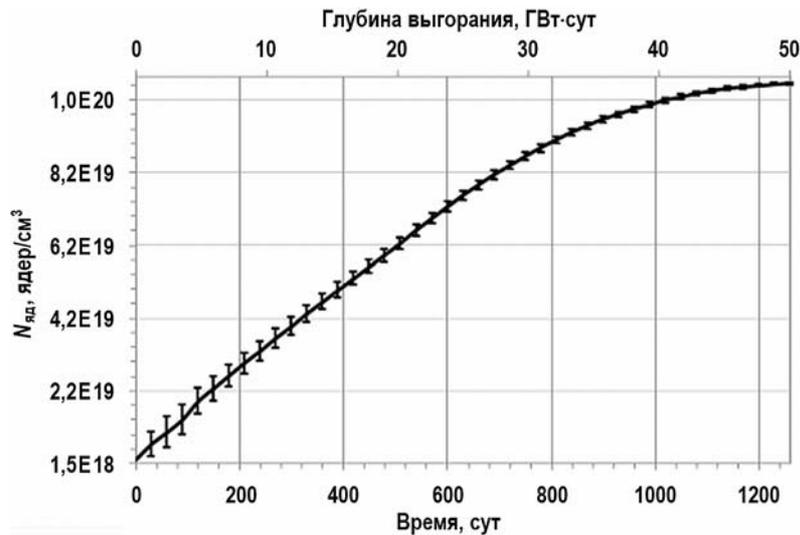


Рис. 5. Ядерная концентрация ^{241}Pu

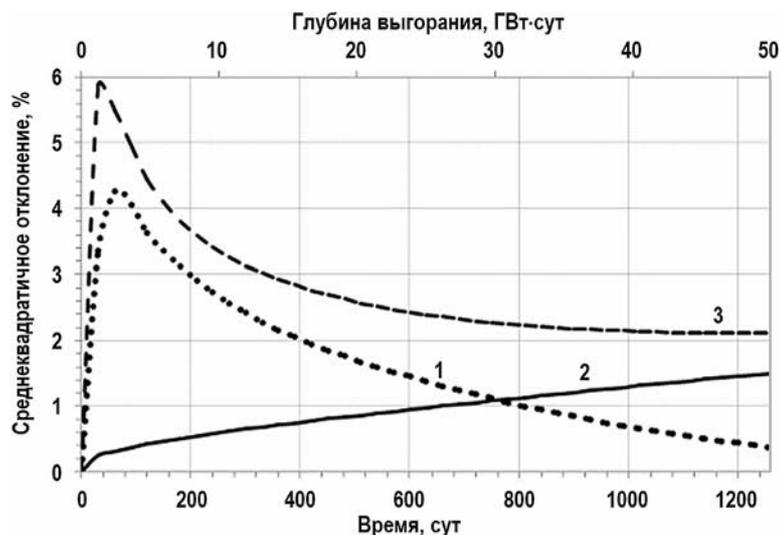


Рис. 6. Среднеквадратичные отклонения в ядерной концентрации ^{241}Pu , обусловленные неопределенностями в плотности потока нейтронов (кривая 1), неопределенностями в скоростях реакций $^{241}\text{Pu}(n, f)$ и $^{241}\text{Pu}(n, \gamma)$ (кривая 2) и неопределенностью в скорости реакции $^{240}\text{Pu}(n, \gamma)$ (кривая 3)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты проведенных исследований показали, что наблюдается сложная зависимость среднеквадратичных отклонений в ядерных концентрациях нуклидов, обусловленных неопределенностями в скоростях реакций и потоке нейтронов, от времени выгорания. По мере выгорания топлива поведение среднеквадратичных отклонений не всегда монотонно и зависит для рассматриваемого изотопа от источника неопределенности, типа скорости реакции, ядер-предшественников.

Литература

1. *Aliberti G. et al.* Nuclear Data Sensitivity, Uncertainty And Target Accuracy Assessment for Future Nuclear Systems. *Annals of Nuclear Energy*. – 2006. – Vol. 33. – No. 8. – PP. 700-733; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2006.02.003>.
2. OECD/NEA. Uncertainty and Target Accuracy Assessment for Innovative Systems Using Recent Covariance Data Evaluations. NEA/WPEC-26. ISBN 978-92-64-99053-1. – 2008. – Vol. 26. – P. 465.
3. *Rochman D., Koning A.J., Da Cruz D.F.* Propagation of $^{235,236,238}\text{U}$ and ^{239}Pu nuclear data uncertainties for a typical PWR fuel element. *Nuclear Technology*. – 2012. – Vol. 179. – No. 3. – PP. 323-338; DOI: <https://doi.org/10.13182/NT11-61>.
4. *Wieselquist W., Zhu T., Vasiliev A., Ferroukhi H.* PSI Methodologies for Nuclear Data Uncertainty Propagation with CASMO-5M and MCNPX: Results for OECD/NEA UAM Benchmark Phase I. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Article ID 549793. – 2013. – P. 15; DOI: <https://doi.org/10.1155/2013/549793>.
5. *Stover Jr. T.E.* Quantification of Back-End Nuclear Fuel Cycle Metrics Uncertainties Due to Cross sections. Master's Thesis, Idaho National Laboratory. INL/EXT-07-13592. – 2007. – P. 170.
6. *Rochman D., Koning A.J., Da Cruz D.F., van der Marck S.C.* Nuclear Data Uncertainty Propagation for a Sodium Fast Reactor. *Journal of The Korean Physical Society*. – 2011. – Vol. 59. – No. 4. – PP. 1191-1194; DOI: <https://doi.org/10.3938/jkps.59.1191>.
7. *Aliberti G., Palmiotti G., Salvatores M., Stenberg C.G.* Impact of Nuclear Data Uncertainties on Transmutation of Actinides in Accelerator-Driven Assemblies. *Nuclear Science and Engineering*. – 2004. – Vol. 146. – No. 1. – PP. 13-50; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE02-94>.
8. *Gandini A., Salvatores M., Tordinelli L.* New Developments in Generalized Perturbation

Methods in the Nuclide Fields. Nuclear Science and Engineering. – 1977. – Vol. 62. – No. 2. – PP. 339-344; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE77-A26970>.

9. *Usachev L.N., Bobkov Yu.G., Krivtsov A.S.* Perturbation Theory and Analysis in Fission Products Kinetics. Proc. of the Int. Conf. Nuclear Cross-Section for Technology. Krokswill. USA. – 1979. – P. 4.

10. *Kolesov V.V., Novichkov A.V., Voznyakevich E.E., Terehova A.M.* Statistical Approach to Estimated Uncertainty of Nuclear Concentration in Problems of Isotope Kinetics. // Proc. of the XIII-th International Youth Scientific and Practical Conference «FUTURE OF ATOMIC ENERGY AtomFuture 2017». KnE Engineering. – 2017. – PP. 261-267; DOI: <https://doi.org/10.18502/keg.v3i3.1625>.

11. *Garcia-Herranz N., Cabellos O., Sanz J., Juan J., Kuijper J.C.* Propagation of statistical and nuclear data uncertainties in Monte Carlo burn-up calculations. Annals of Nuclear Energy. – 2008. – Vol. 35. – No. 4. – PP. 714-730;

DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2007.07.022>.

12. *Takeda T., Hirokawa N., Noda T.* Estimation of Error Propagation in Monte-Carlo Burnup Calculations. Nuclear Science and Technology. – 1999. – Vol. 36. – No.9. – PP. 738-745; DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.1999.9726262>.

13. *Tohjoh M., Endo T., Watanabe M., Yamamoto A.* Effect of error propagation of nuclide number densities on Monte Carlo burn-up calculations. Annals of Nuclear Energy. – 2006. – Vol. 33. – No.17-18. – PP. 1424-1436; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2006.09.010>.

14. *Park H.J., Shim H.J., Kim C.H.* Uncertainty Propagation in Monte Carlo Depletion Analysis. Nuclear Science and Engineering. – 2011. – Vol. 167. – No. 3. – PP. 196-208; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE09-106>.

15. *Quentin Newell, Charlotta Sanders.* Stochastic Uncertainty Propagation in Monte Carlo Depletion Calculations. Nuclear Science and Engineering. – 2015. – Vol. 179. – No. 3. – PP. 253-263; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE13-44>.

16. *Rochman D., Zwermann W., van der Marck S.C., Koning A.J., Sjostrand H., Helgesson P., Krzykacz-Hausmann B.* Efficient Use of Monte Carlo: Uncertainty Propagation. Nuclear Science and Engineering. – 2014. – Vol. 177. – No. 3. – PP. 337-349; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE13-32>.

17. *Rochman D., Koning A.J., Da Cruz D.F.* Propagation of $^{235,236,238}\text{U}$ and ^{239}Pu Nuclear Data Uncertainties for a Typical PWR Fuel Element. Nuclear Technology. – 2012. – Vol. 179. – No. 3. – PP. 323-338; DOI: <https://doi.org/10.13182/NT11-61>.

18. Andrew Conant, Anna Erickson, Martin Robel, Brett Isselhardt. Sensitivity and Uncertainty Analysis of Plutonium and Cesium Isotopes in Modeling of BR3 Reactor Spent Fuel. Nuclear Technology. – 2017. – Vol. 197. – No. 1. – PP. 12-19; DOI: <https://doi.org/10.13182/NT16-88>.

19. *Da Cruz D.F., Rochman D., Koning A.J.* Uncertainty Analysis on Reactivity and Discharged Inventory due to $^{235,238}\text{U}$, $^{239,240,241}\text{Pu}$, and Fission Products: Application to a Pressurized Water Reactor Fuel Assembly. Nuclear Technology. – 2014. – Vol. 185. – No. 2. – PP. 174-191; DOI: <https://doi.org/10.13182/NT12-154>.

20. *Sjostrand H., Alhassan E., Duan J., Gustavsson C., Koning A.J., Pomp S., Rochman D., Osterlund M.* Propagation of nuclear data uncertainties for ELECTRA burn-up calculations. // Proc. of the 2013 International Conference on Nuclear Data for Science and Technology. March 4-8. 2013. New York. USA.

21. *Kolesov V.V., Khitrik D.V., Kamaev D.A.* VisualBurnOut Program. Registration No. 2009617021 dated 23.12.2009 in Computer Program Register.

Поступила в редакцию 20.01.2020 г.

Рекомендована к публикации оргкомитетом
XV Международной молодежной научно-практической конференции
«Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2019»

Авторы

Писарев Александр Николаевич, аспирант

E-mail: a.n.pisarev93@gmail.com

Колесов Валерий Васильевич, доцент, канд. техн. наук

E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru

UDC 621.039.51

A STUDY INTO THE PROPAGATION OF THE UNCERTAINTIES IN NUCLEAR DATA TO THE NUCLEAR CONCENTRATIONS OF NUCLIDES IN BURN-UP CALCULATIONS

Pisarev A.N.*, **, Kolesov V.V.*

* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

** NRC «Kurchatov Institute»

1 Akademika Kurchatova Sq., Moscow, 123182 Russia

ABSTRACT

The key papers on estimating the uncertainties in nuclear data deal with the influence of these uncertainties on the effective multiplication factor by introducing the so-called sensitivity factors and only some of these are concerned with the influence of such uncertainties on the life calculation results.

On the other hand, the uncertainties in reaction rates, the neutron flux, and other quantities may lead to major distortions in findings, this making it important to be able to determine the influence of uncertainties on the nuclear concentrations of nuclides in their burn-up process.

The possibility for the neutron flux and reaction rate uncertainties to propagate to the nuclear concentrations of nuclides obtained as part of burn-up calculations are considered using an example of a MOX-fuel PWR reactor cell. To this end, three burn-up calculation cycles were performed, and the propagation of uncertainties was analyzed. The advantages of the uncertainty estimation method implemented in the VisualBurnOut code consists in that all of the root-mean-square deviations are obtained in one calculation as a statistical method, e.g. GRS (Generation Random Sampled), requires multiple calculations.

The VisualBurnOut calculation results for the root-mean-square deviations in nuclear concentrations were verified using a simple model problem. It is shown that there is a complex dependence of the propagation of the root-mean-square deviations in the nuclear concentrations of nuclides in the process of fuel burn-up, and, therefore, further studies need to aim at investigating the influence of uncertainties in nuclear data on the nuclear concentrations of nuclides.

Key words: reactor facility, burn-up calculations, uncertainties in nuclear data, uncertainties in nuclear concentrations of nuclides, Monte Carlo method.

REFERENCES

1. Aliberti G., Palmiotti G., Salvatores M., Kim T.K., Taiwo T.A., Anitescu M., Kodeli I., Sartori E., Bosq J.C., Tommasi J. Nuclear Data Sensitivity, Uncertainty And Target Accuracy Assessment for Future Nuclear Systems. *Ann. Nucl. Energy*. 2006, v. 33, no. 8, pp. 700-733; DOI: <https://>

doi.org/10.1016/j.anucene.2006.02.003.

2. OECD/NEA. Uncertainty and Target Accuracy Assessment for Innovative Systems Using Recent Covariance Data Evaluations. NEA/WPEC-26. ISBN 978-92-64-99053-1. 2008, v. 26, p. 465.
3. Rochman D., Koning A.J., Da Cruz D.F. Propagation of $^{235,236,238}\text{U}$ and ^{239}Pu nuclear data uncertainties for a typical PWR fuel element. *Nuclear Technology*. 2012, v. 179, no. 3, pp. 323-338; DOI: <https://doi.org/10.13182/NT11-61>.
4. Wieselquist W., Zhu T., Vasiliev A., Ferroukhi H. PSI Methodologies for Nuclear Data Uncertainty Propagation with CASMO-5M and MCNPX: Results for OECD/NEA UAM Benchmark Phase I. *Science and Technology of Nuclear Installations*. Article ID 549793. 2013, p. 15; DOI: <https://doi.org/10.1155/2013/549793>.
5. Stover Jr. T.E. Quantification of Back-End Nuclear Fuel Cycle Metrics Uncertainties Due to Cross sections. Master's Thesis, Idaho National Laboratory. INL/EXT-07-13592. 2007, p. 170.
6. Rochman D., Koning A.J., Da Cruz D.F., van der Marck S.C. Nuclear Data Uncertainty Propagation for a Sodium Fast Reactor. *Journal of the Korean Physical Society*. 2011, v. 59, no. 4, pp. 1191-1194; DOI: <https://doi.org/10.3938/jkps.59.1191>.
7. Aliberti G., Palmiotti G., Salvatores M., Stenberg C.G. Impact of Nuclear Data Uncertainties on Transmutation of Actinides in Accelerator-Driven Assemblies. *Nuclear Science and Engineering*. 2004, v. 146, no. 1, pp. 13-50; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE02-94>.
8. Gandini A., Salvatores M., Tondinelli L. New Developments in Generalized Perturbation Methods in the Nuclide Fields. *Nuclear Science and Engineering*. 1977, v. 62, no. 2, pp. 339-344; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE77-A26970>.
9. Usachev L.N., Bobkov Yu.G., Krivtsov A.S. Perturbation Theory and Analysis in Fission Products Kinetics. *Proc. of the Int. Conf. Nuclear Cross-Section for Technology*. Krokswill. USA. 1979, p. 4.
10. Kolesov V.V., Novichkov A.V., Voznyakevich E.E., Terekhova A.M. Statistical Approach to Estimated Uncertainty of Nuclear Concentration in Problems of Isotope Kinetics. *Proc. of the XIII-th International Youth Scientific and Practical Conference «FUTURE OF ATOMIC ENERGY AtomFuture 2017»*. KnE Engineering. 2017, pp. 261-267; DOI: <https://doi.org/10.18502/keg.v3i3.1625>.
11. Garcia-Herranz N., Cabellos O., Sanz J., Juan J., Kuijper J.C. Propagation of statistical and nuclear data uncertainties in Monte Carlo burn-up calculations. *Annals of Nuclear Energy*. 2008, v. 35, no. 4, pp. 714-730; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2007.07.022>.
12. Takeda T., Hirokawa N., Noda T. Estimation of Error Propagation in Monte-Carlo Burnup Calculations. *Nuclear Science and Technology*. 1999, v. 36, no. 9, pp. 738-745; DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.1999.9726262>.
13. Tohjoh M., Endo T., Watanabe M., Yamamoto A. Effect of error propagation of nuclide number densities on Monte Carlo burn-up calculations. *Annals of Nuclear Energy*. 2006, v. 33, no. 17-18, pp. 1424-1436; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2006.09.010>.
14. Park H.J., Shim H.J., Kim C.H. Uncertainty Propagation in Monte Carlo Depletion Analysis. *Nuclear Science and Engineering*. 2011, v. 167, no. 3, pp. 196-208; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE09-106>.
15. Quentin Newell, Charlotta Sanders. Stochastic Uncertainty Propagation in Monte Carlo Depletion Calculations. *Nuclear Science and Engineering*. 2015, v. 179, no. 3, pp. 253-263; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE13-44>.
16. Rochman D., Zwermann W., van der Marck S.C., Koning A.J., Sjostrand H., Helgesson P., Krzykacz-Hausmann B. Efficient Use of Monte Carlo: Uncertainty Propagation. *Nuclear Science and Engineering*. 2014, v. 177, no. 3, pp. 337-349; DOI: <https://doi.org/10.13182/NSE13-32>.
17. Rochman D., Koning A.J., Da Cruz D.F. Propagation of $^{235,236,238}\text{U}$ and ^{239}Pu Nuclear Data Uncertainties for a Typical PWR Fuel Element. *Nuclear Technology*. 2012, v. 179, no. 3, pp. 323-338; DOI: <https://doi.org/10.13182/NT11-61>.

18. Andrew Conant, Anna Erickson, Martin Robel, Brett Isselhardt. Sensitivity and Uncertainty Analysis of Plutonium and Cesium Isotopes in Modeling of BR3 Reactor Spent Fuel. *Nuclear Technology*. 2017, v. 197, no. 1, pp. 12-19; DOI: <https://doi.org/10.13182/NT16-88>.

19. Da Cruz D.F., Rochman D., Koning A.J. Uncertainty Analysis on Reactivity and Discharged Inventory due to $^{235,238}\text{U}$, $^{239,240,241}\text{Pu}$, and Fission Products: Application to a Pressurized Water Reactor Fuel Assembly. *Nuclear Technology*. 2014, v. 185, no. 2, pp. 174-191; DOI: <https://doi.org/10.13182/NT12-154>.

20. Sjostrand H., Alhassan E., Duan J., Gustavsson C., Koning A.J., Pomp S., Rochman D., Osterlund M. Propagation of nuclear data uncertainties for ELECTRA burn-up calculations. *Proc. of the 2013 International Conference on Nuclear Data for Science and Technology*. March 4-8. 2013. New York. USA.

21. Kolesov V.V., Khitrik D.V., Kamaev D.A. *VisualBurnOutProgram*. Registration No. 2009617021 dated 23.12.2009 in Computer Program Register.

Authors

Pisarev Alexander, PhD Student

E-mail: a.n.pisarev93@gmail.com

Kolesov Valerii, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: valeri-kolesov@yandex.ru