DOI: 10.25283/2587-9707-2025-2-69-78 УДК 621.039.586

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА АКТИВНОСТИ НУКЛИДОВ В ТОПЛИВЕ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ЭНЕРГОБЛОКА № 1 АЭС ФУКУСИМА ДАЙИЧИ

Е. А. Долженков

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

Статья поступила в редакцию 16 апреля 2025 г.

Активности нуклидов в топливе на момент исходного события, инициирующего переход реакторной установки (РУ) из нормальной эксплуатации в аварийное состояние, являются важными исходными данными для моделирования последующего поведения нуклидов в РУ и формирования радиоактивного выброса. С помощью ПрЭВМ (программы для ЭВМ) СОКРАТ/В3, предназначенной для моделирования тяжелых аварий на АЭС, выполнена расчетная оценка активности основных дозообразующих актиноидов и продуктов деления в топливе в активной зоне на энергоблоке № 1 АЭС Фукусима Дайичи. Полученные результаты сравниваются с расчетами ПрЭВМ ORIGEN2 и SWAT. Показано, что ПрЭВМ СОКРАТ/В3 качественно верно воспроизводит динамику активности рассматриваемых нуклидов, для большинства из них отклонение не превышает 20%.

Ключевые слова: *радиоактивный выброс, продукт деления, актиноид, активная зона, модель выгорания, Фукусима Дайичи, радиоактивные отходы.*

Введение

Анализ последствий тяжелых аварий (ТА) на АЭС основывается главным образом на количественных характеристиках (активность и нуклидный состав) радиоактивного выброса, поступающего из защитной оболочки (ЗО) реактора в окружающую среду. Для их оценки используются специализированные ПрЭВМ, предназначенные для моделирования совокупности процессов, сопровождающих протекание ТА от исходного события, инициирующего переход РУ в аварийное состояние, до поздней стадии аварии, на которой может наблюдаться разгерметизация ЗО и выход радиоактивных веществ за ее пределы. В качестве наиболее известных программ данного класса можно выделить СОКРАТ [1], MELCOR [2], АС2 [3] и др.

Корректная расчетная оценка характеристик радиоактивного выброса требует связанного моделирования совокупности процессов, включая наработку нуклидов (актиноидов и продуктов деления (ПД)) в топливе в течение топливной кампании и после останова РУ, выхода нуклидов из топлива, а также их транспорт в объеме контуров охлаждения РУ и ЗО с учетом параллельно протекающих теплогидравлических, физико-химических и термомеханических процессов. Поскольку данные по наработке радиоактивных нуклидов в топливе являются исходными для моделирования последующих процессов, крайне важно обеспечить максимально возможную точность расчета концентраций данных нуклидов в топливе в режиме нормальной

эксплуатации, предшествующем переходу РУ в аварийное состояние. Следует также учитывать, что точность моделирования с помощью некоторой модели выгорания неизбежно будет ограничена совокупностью реализованных модельных допущений.

Настоящая работа посвящена расчетной оценке активности нуклидов в топливе в активной зоне энергоблока № 1 АЭС Фукусима Дайичи с помощью модели выгорания БОНУС в составе ПрЭВМ СОКРАТ/В3. Модель БОНУС — модель выгорания для быстрой оценки нуклидного состава, в основе которой лежит решение системы уравнений нуклидной кинетики с рядом модельных допущений (упрощенная модель). Для демонстрации возможностей ПрЭВМ СОКРАТ/В3 корректно моделировать наработку нуклидов в топливе, результаты ее расчетов сравниваются с результатами расчетов ПрЭВМ ORIGEN2 [4]—[6] и SWAT [7] (приведены в открытом отчете JAEA [8] и являются ценными данными для кросс-верификации нейтронно-физических программ).

Объект моделирования

В качестве объекта моделирования рассматривается диоксидурановое топливо (UO_2) обогащением 3,7 % по ^{235}U, облученное в составе нескольких групп тепловыделяющих сборок (ТВС) в активной зоне энергоблока № 1 АЭС Фукусима Дайичи. Данные по истории обучения топлива приведены в табл. 1, полная масса топлива в активной зоне составляет 69 т [8].

Таблица 1. Данные по истории облучения топлива в составе нескольких групп ТВС в активной зоне энергоблока № 1 АЭС Фукусима Дайичи [4]

Номер топливного цикла	Количество дней	Удельная мощность, ГВт/тU					
		Номер группы ТВС					
		1	2	3	4	5	6
		Количество ТВС в группе					
		64	64	80	68	64	80
6	189	27,69	24,76	21,47	18,08	15,05	12,21
5	341	–	30,93	26,11	21,34	17,66	14,16
4	349	–	–	32,29	25,69	21,13	16,75
3	445	–	–	–	30,69	25,11	19,73
2	346	–	–	–	–	29,09	22,70
1	413	–	–	–	–	–	25,55
Выгорание в конце цикла, ГВт·сут/т		5,234	15,228	24,231	33,315	37,479	40,172

Расчетный инструмент

Модель выгорания БОНУС в ПрЭВМ СОКРАТ/В3

Модель выгорания БОНУС [9]—[13] предназначена для расчета нуклидного состава и мощности остаточного тепловыделения (ОТВ) UO_2 топлива в течение топливной кампании и после останова РУ и основывается на следующих модельных допущениях:

- точечная модель, в которой характеристики моделируемого объекта (нуклидный состав, выгорание и др.) рассматриваются как усредненные по некоторому объему;
- базовая система уравнений — система уравнений нуклидной кинетики, как показано в уравнении (1);
- коэффициенты базовой системы уравнений (микросечения нейтронно-ядерных реакций) изменяются с выгоранием топлива с помощью корректирующих множителей, учитывающих изменения спектра нейтронов в течение топливной кампании;
- в цепочках ядерных превращений рассматриваются только переходы от «материнских» нуклидов к «дочерним» и не рассматриваются обратные;
- рассматриваются неполные цепочки ядерных превращений (всего 21 актиноид и 1148 продуктов деления): например, для актиноидов они включают только некоторые изотопы U, Np, Pu, Am и Cm.

Для ПД система уравнений нуклидной кинетики может быть представлена в следующем виде:

$$\frac{\mathrm{d}\,y_{FP}^{(i)}(t)}{\mathrm{d}\,t} = \sum_{j=1}^{N_{FP}} d_{ij}\lambda_j y_{FP}^{(j)}(t) + \Phi \sum_{k=1}^{N_{FP}} \sigma_{ik} y_{FP}^{(k)}(t) + \\ + \Phi \sum_{i=1}^{N_A} \sigma_f^{(l)} \gamma_{il} y_A^{(l)}(t) - \left(\lambda_i + \Phi\sigma_a^{(i)}\right) y_{FP}^{(i)} + R_i, \quad (1)$$

где $y_{FP}^{(i)}$ — концентрации i-го ПД в момент времени t; d_{ij} — доля радиоактивных распадов j-го ПД, приводящих к образованию i-го ПД; σ_{ik} — микроскопическое сечение перехода (учитывает только реакцию радиационного захвата) k-го ПД в i-й ПД; λ_i — постоянная радиоактивного распада i-го ПД; $\sigma_a^{(i)}$ — микроскопическое сечение поглощения i-го ПД; Ф — плотность потока нейтронов; N_{FP} и N_A — полное количество моделируемых ПД и актиноидов, соответственно; $y_A^{(l)}$ — концентрации l-го актиноида в момент времени t; $\sigma_f^{(l)}$ — сечение деления l-го актиноида; γ_{il} – выход ПД i при делении актиноида l; R_i — скорость убыли или образования i-го ПД за счет других физических процессов, кроме нейтронно-физических (например, выход аэрозолей при ТА).

Для актиноидов система уравнений аналогичная за исключением того, что пренебрегается третьим членом в правой части выражения (1).

Поскольку в цепочках ядерных превращений рассматриваются только переходы от «материнских» нуклидов к «дочерним», матрица переходов одних нуклидов в другие будет нижнетреугольной. В этом случае алгоритм решения системы уравнений (1) существенно упрощается и для однородной задачи будет иметь вид [14]:

$$\begin{gathered}\frac{\mathrm{d}y_A^{(1)}(t)}{\mathrm{d}t} = -\lambda_p^{(1)} y_A^{(1)}(t),\\ \frac{\mathrm{d}y_A^{(2)}(t)}{\mathrm{d}t} = \lambda^{(1)\to(2)} y_A^{(1)}(t) - \lambda_p^{(2)} y_A^{(2)}(t),\\ \ldots\\ \frac{\mathrm{d}y_A^{(i)}(t)}{\mathrm{d}t} = \sum_{j=1}^{i-1} \lambda^{(j)\to(i)} y_A^{(j)}(t) - \lambda_p^{(i)} y_A^{(i)}(t),\end{gathered} \tag{2}$$

где $\lambda_p^{(i)}$ — скорость увода нуклида i за счет всех процессов (поглощения нейтрона и распада $\Phi\sigma_i + \lambda_i$); $\lambda^{(j)\to(i)}$ — скорость образования нуклида i из нуклида j с учетом вероятности такого процесса при возможности ветвления процесса.

Для системы уравнений (2) решение будет иметь вид:

$$\begin{gathered}y_A^{(1)}(t) = A_{11} \exp\left\{-\lambda_p^{(1)} t\right\},\\ y_A^{(2)}(t) = A_{21} \exp\left\{-\lambda_p^{(1)} t\right\} + A_{22} \exp\left\{-\lambda_p^{(2)} t\right\},\\ \ldots\\ y_A^{(j)}(t) = \sum_{k=1}^{j} A_{jk} \exp\left\{-\lambda_p^{(k)} t\right\}.\end{gathered} \tag{3}$$

где

$$A_{ij} = \frac{\lambda^{(j)\to(k)}}{\lambda_p^{(i)} - \lambda_p^{(j)}} A_{j-1,k}\ . \tag{4}$$

Наконец, алгоритм решения системы уравнений (2) будет выглядеть следующим образом:

- последовательно в соответствии с цепочками ядерных превращений вычисляются коэффициенты A_{ij};
- рассчитываются концентрации $y_A^{(j)}(t)$ за шаг по времени t;
- выполняется проверка решения — совпадение плотности потока нейтронов $\Phi(t)$ на начало и конец шага с точностью 0,2 %: если условие не выполняется, шаг пересчитывается с меньшим значением t.

Для учета изменения коэффициентов базовой системы уравнений с выгоранием топлива используется следующий подход:

1) подготавливаются энергетические зависимости сечений с учетом средней температуры топлива в течение топливной кампании (на основе библиотеки оцененных ядерных данных JEFF 3.3, для недостающих нуклидов — на основе библиотеки ENDF/B VII.1, в качестве температуры топлива используется значение 900 K);

2) подготавливается спектр нейтронов, учитывающий присутствие в топливе резонансных поглотителей (нуклидов с широкими пиками в сечении поглощения вблизи границы тепловой и резонансной области, около 0,5 эВ) на начало топливной кампании (используется процессинговый инструмент NJOY и предустановленный в нем спектр нейтронов для реактора PWR [15], уже учитывающий температуру топлива и присутствие в нем определенных нуклидов);

3) с помощью данных из пунктов 1 и 2 выполняется подготовка групповых сечений реакций, учитывающих особенности топлива на начало топливной кампании;

4) для сечений реакций некоторых актиноидов (наиболее сильно проявляющих свойства резонансных поглотителей) выполняется подготовка корректирующих коэффициентов, изменяющихся в течение топливной кампании согласно аппроксимирующей функции.

В качестве корректирующего множителя для некоторого нуклида рассматривается коэффициент блокировки резонансного поглощения. В работе [16] коэффициент блокировки резонансного поглощения k_r, обусловленный изолированным резонансным уровнем, определяется как отношение скорости реакции поглощения при заданной концентрации нуклида в объеме к скорости реакции поглощения при его бесконечно малом содержании в том же объеме, может принимать значения от 0 до 1 и выражается следующим образом:

$$k_r = \frac{\sigma}{\sigma_0}, \tag{5}$$

где σ — сечение реакции при заданной концентрации нуклида; σ_0 – сечение реакции при его бесконечно малом содержании (т. е. практически неэкранированное сечение).

Для формы резонансной линии в сечении поглощения, описываемой формулой распределения Брейта—Вигнера коэффициент блокировки резонансного поглощения может быть приближенно оценен по следующей формуле [16]:

$$k_r \approx \exp\left\{-\frac{Cy}{2}\right\}\left(I_0\left(\frac{Cy}{2}\right) + I_1\left(\frac{Cy}{2}\right)\right), \tag{6}$$

где I_0 и I_1 — модифицированные функции Бесселя нулевого и первого порядка соответственно;

Cy — «оптический путь» нейтронов в рассматриваемом объеме; y — концентрация нуклидов; *C* — коэффициент, пропорциональный значению сечения в максимуме резонанса и средней геометрической длине пробега нейтронов в объеме.

Наконец, с помощью выражений (5) и (6) можно определить коэффициент *C*, связывающий коэффициент блокировки с концентрацией нуклида, как показано на рис. 1. В качестве характерной концентрации для каждого нуклида можно рассматривать его равновесную концентрацию в течение топливной кампании: ^{235}U — 3 %, остальные — ≈ 1 %.

В общем случае коэффициент блокировки k_r для каждого нуклида зависит от его концентрации и изменяется в течение топливной кампании. В настоящей работе эффект самоэкранировки ядер учитывается только для нуклидов, для которых характерно существенное относительное изменение концентрации в течение топливной кампании: ^{235}U, ^{236}U, ^{239}Pu, ^{240}Pu и ^{242}Pu.

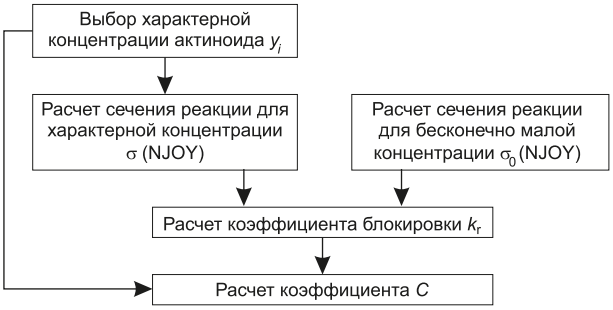

Рис. 1. Алгоритм расчета коэффициента C, связывающего коэффициент блокировки с концентрацией нуклида

Результаты расчета

Активности актиноидов и ПД

В расчете рассматриваются следующие нуклиды:
- актиноиды: ^{237}Np, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Am и ^{244}Cm;
- ПД: ^{90}Sr, ^{131}I, ^{134}Cs, ^{136}Cs, ^{137}Cs и ^{140}Ba.

Выбор актиноидов обусловлен их высокой важностью с точки зрения радиационного воздействия на население и окружающую среду, поскольку они являются высокоактивными источниками альфа-излучения (рис. 3). В краткосрочной перспективе (1—2 недели) наиболее опасным является ^{244}Cm; в среднесрочной (1—2 года) — ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Am и ^{244}Cm; в долгосрочной (10 лет и более) — ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu и ^{241}Am (рис. 2).

Аналогично и для ПД: в краткосрочной перспективе (1—2 недели) наиболее опасными являются ^{131}I, ^{136}Cs и ^{140}Ba; в среднесрочной (1—2 года) — ^{134}Cs; в долгосрочной (10 лет и более) — ^{90}Sr и ^{137}Cs. Вклад ^{90}Sr и ^{137}Cs с учетом продуктов их распада ^{90}Y и ^{137m}Ba в активность ПД уже через 2 года составляет около 50 %, а через 10 лет достигает более 90 % (рис. 3).

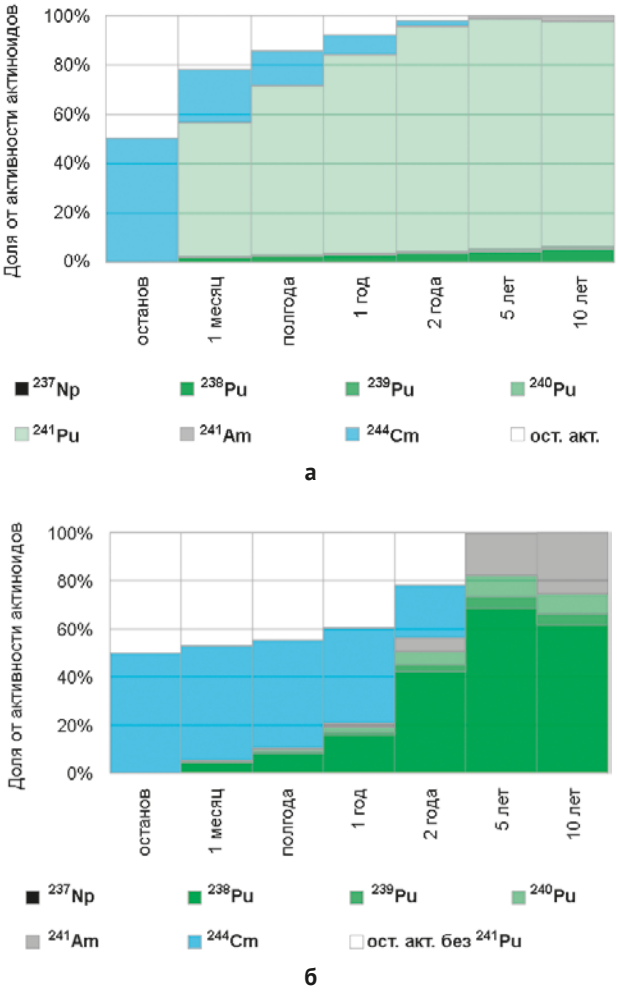

Рис. 2. Зависимость вклада ^{237}Np, ^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Am и ^{244}Cm в активность актиноидов с учетом (а) и без учета (б) вклада ^{241}Pu (определяющего основную долю активности) от времени выдержки

На рис. 4 и 5 приведено сравнение результатов расчета зависимостей активностей некоторых актиноидов и ПД в топливе в активной зоне энергоблока № 1 от выгорания, полученных с помощью ПрЭВМ ORIGEN2, SWAT и СОКРАТ/В3 (соответствуют значениям в табл. 1). На рисунках 6 и 7 приведены относительные отклонения результатов расчета ПрЭВМ СОКРАТ/В3 от результатов расчета ПрЭВМ ORIGEN2 и SWAT.

Из рис. 4—7 видно, что для большинства из рассмотренных актиноидов и ПД результаты расчетов ПрЭВМ СОКРАТ/В3 хорошо согласуются с результатами расчета ПрЭВМ ORIGEN2 и SWAT:
- при сопоставлении результатов данными при выгорании 5,3 ГВт·сут/тU, а для ^{244}Cm дополнительно и данными при выгорании

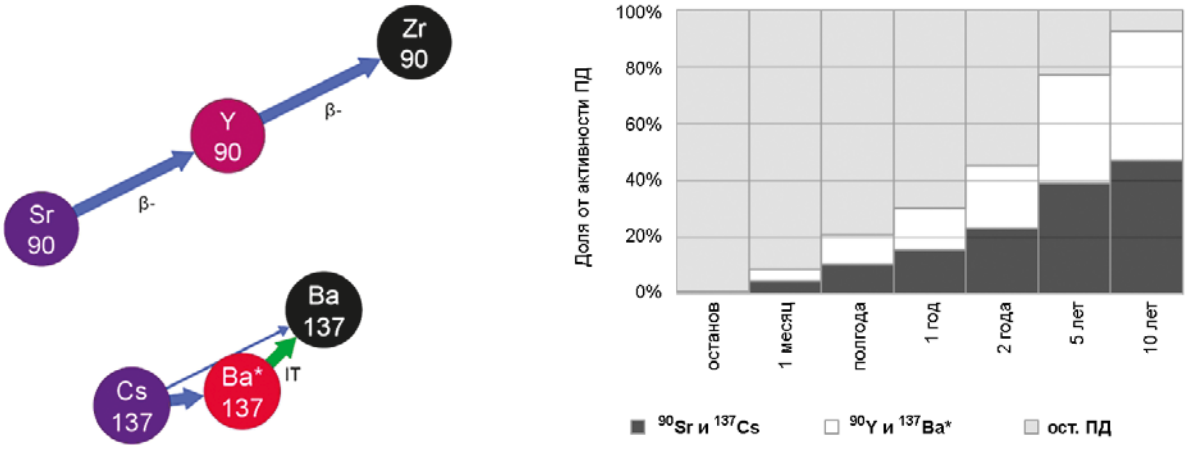

Рис. 3 а) – Цепочки радиоактивного распада ^{90}Sr и ^{137}Cs в ^{90}Y и ^{137}Ba (метастабильное состояние) [17], соответственно; б) – зависимость вклада этих изотопов в активность ПД от времени выдержки*

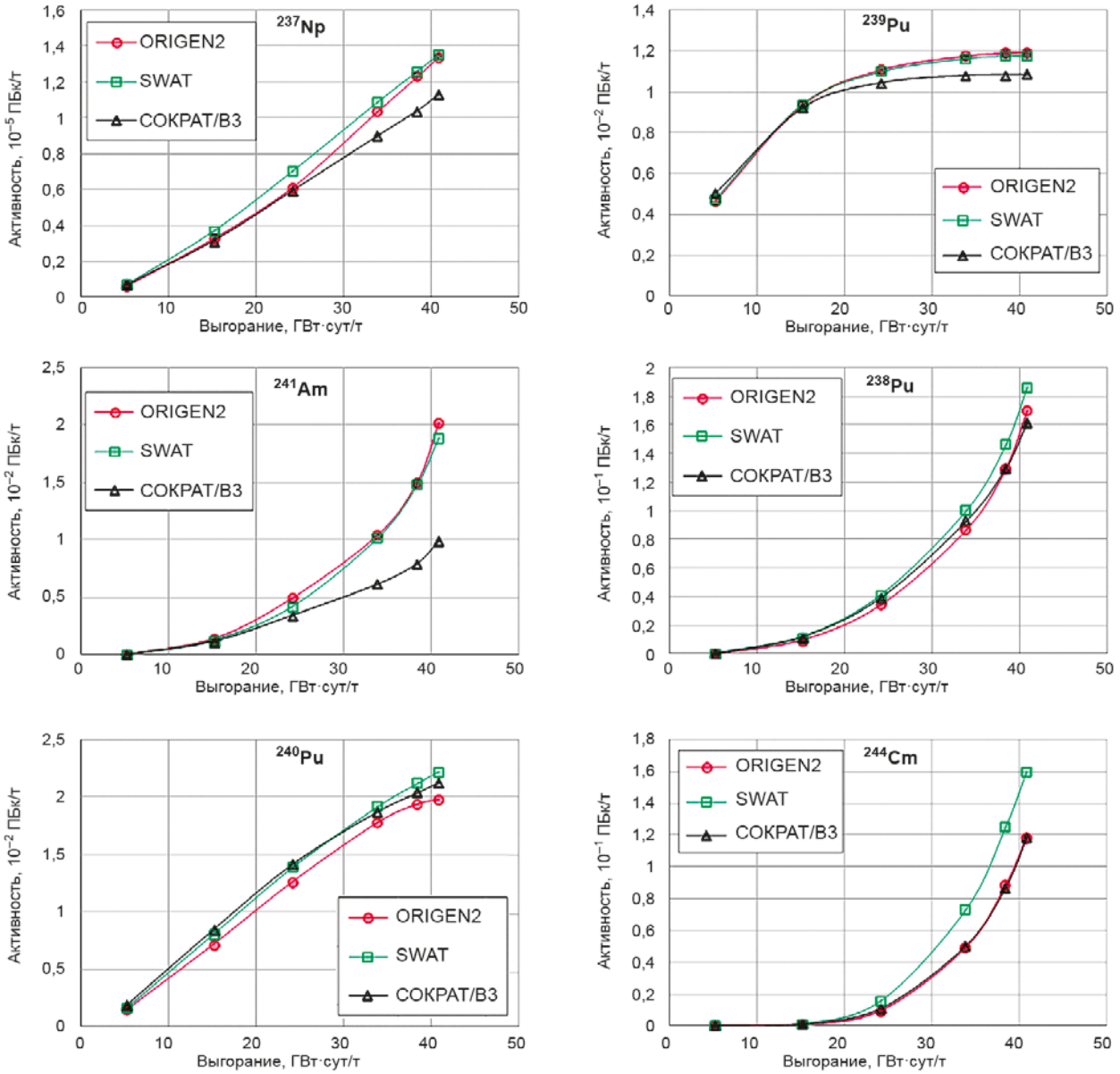

Рис. 4. Зависимости активностей некоторых актиноидов в топливе в активной зоне энергоблока № 1 от выгорания, полученные с помощью ПрЭВМ ORIGEN2, SWAT и СОКРАТ/В3 (выгорания соответствуют значениям в табл. 1)

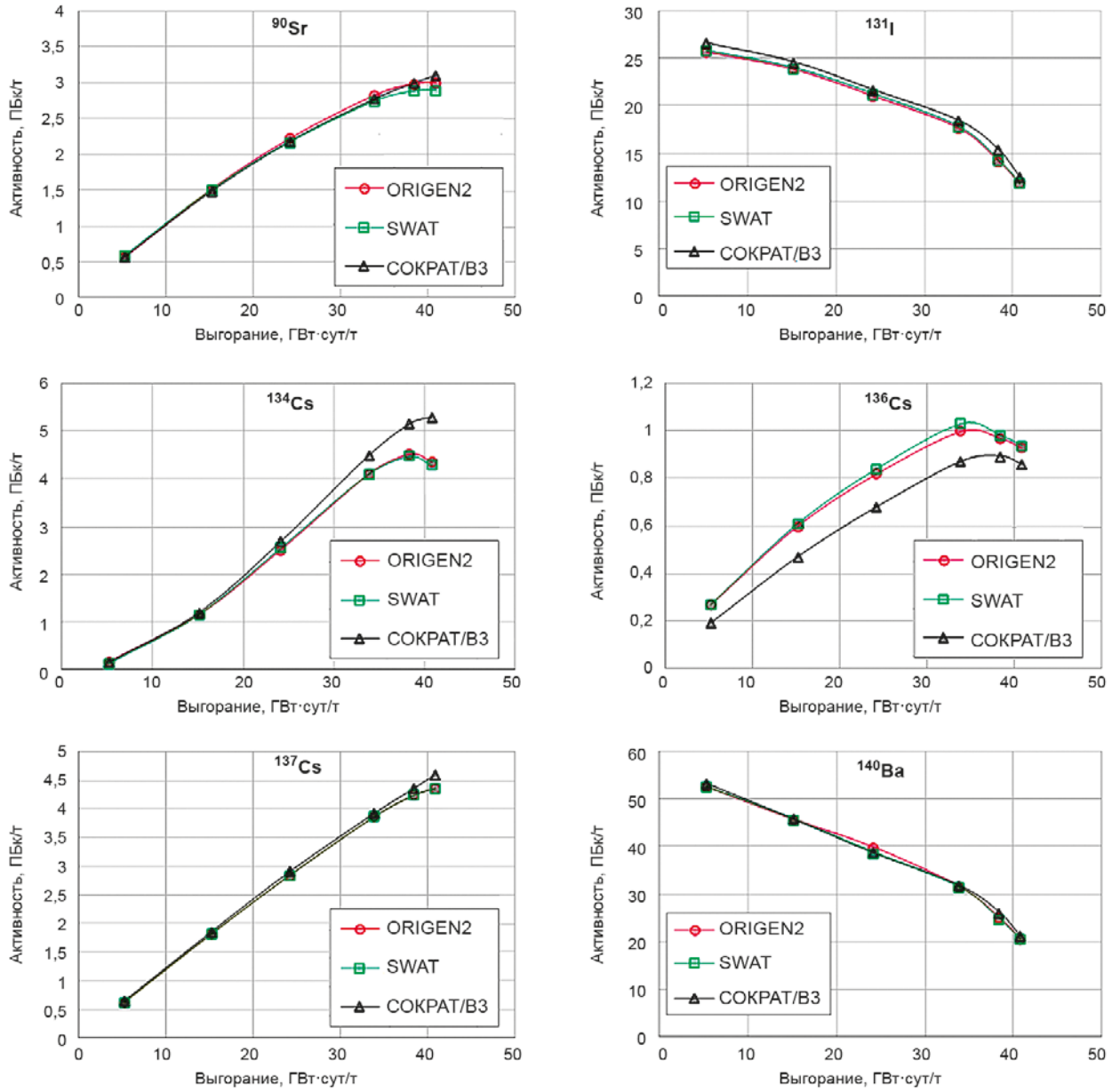

Рис. 5. Зависимости активностей некоторых ПД в топливе в активной зоне энергоблока № 1 от выгорания, полученные с помощью ПрЭВМ ORIGEN2, SWAT и СОКРАТ/В3 (выгорания соответствуют значениям в табл. 1)

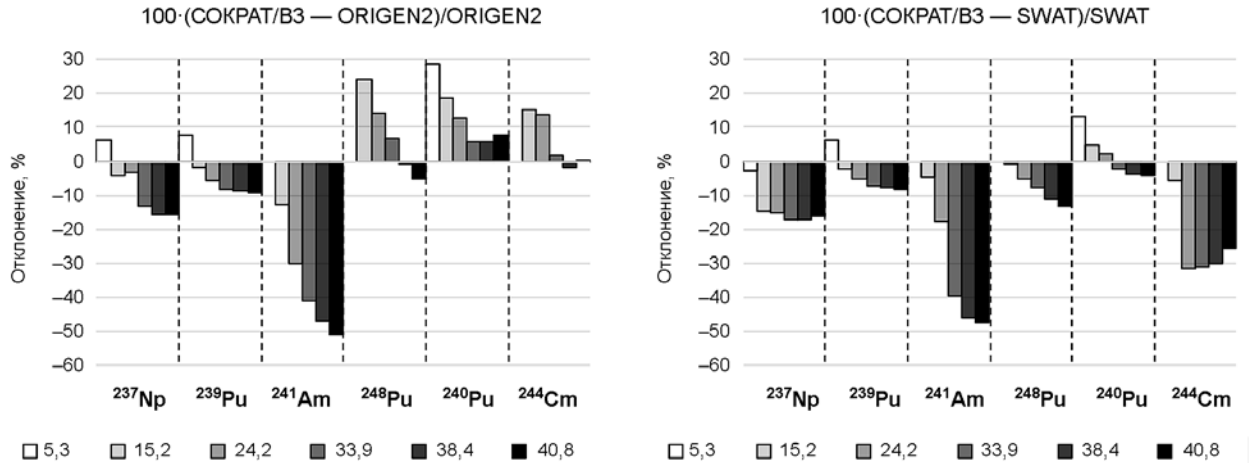

Рис. 6. Отклонения результатов расчета концентраций некоторых актиноидов в топливе в активной зоне энергоблока № 1, полученных с помощью ПрЭВМ СОКРАТ/В3, от аналогичных результатов, полученных с помощью ПрЭВМ ORIGEN2 и SWAT

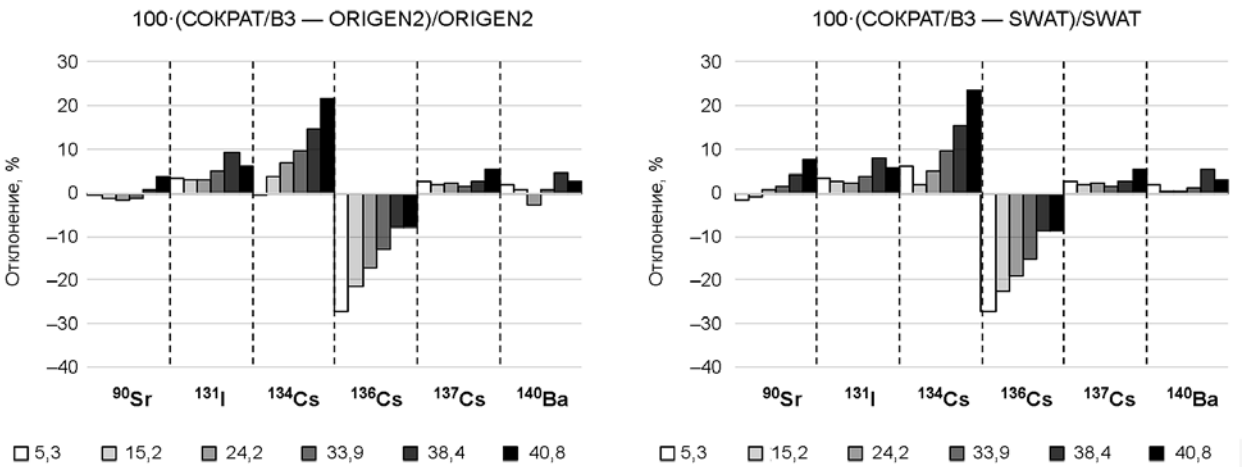

Рис. 7. Отклонения результатов расчета концентраций некоторых ПД в топливе в активной зоне энергоблока № 1, полученных с помощью ПрЭВМ COKPAT/B3, от аналогичных результатов, полученных с помощью ПрЭВМ ORIGEN2 и SWAT

15,2 ГВт·сут/тU, пренебрегается, поскольку они имеют крайне низкие абсолютные значения и на отклонение может оказывать существенное влияние неопределенность оцифровки данных, представленных в [2] в графическом виде;

- для ^{237}Np, ^{239}Pu, ^{238}Pu и ^{240}Pu при выгораниях более 5,3 ГВт·сут/тU отклонения не превышают 20 %;
- для ^{241}Am отклонение достигает 30—50 %;
- для ^{244}Cm, с одной стороны, отклонение от ПрЭВМ ORIGEN2 не превышает 15 % (кроме выгорания 15,2 ГВт·сут/тU), с другой — отклонение от ПрЭВМ SWAT достигает 25—30 %;
- для ^{90}Sr, ^{131}I, ^{137}Cs и ^{140}Ba отклонения не превышают 10 %;
- для ^{134}Cs и ^{136}Cs при выгораниях более 5,3 ГВт·сут/тU отклонения не превышают 25 %.

Важно также учитывать, что имеются отклонения между результатами расчетов ПрЭВМ ORIGEN2 и SWAT, которые для определенных нуклидов достигают 10 %.

Заключение

В настоящей работе представлен краткий обзор подхода к моделированию изменения сечений нейтронно-ядерных реакций с выгоранием топлива, обусловленного изменением спектра нейтронов, реализованного в модели выгорания БОНУС в составе ПрЭВМ COKPAT/B3. Он основывается на использовании постоянных сечений реакций, соответствующих началу топливной кампании, и корректирующих множителей для некоторых из них, изменение которых в течение топливной кампании описывается аппроксимирующей функцией (6). Такой подход позволяет решать задачу выгорания топлива посредством решения только системы уравнений нуклидной кинетики, без решения уравнения переноса нейтронов, и не оказывает негативного эффекта на скорость расчета, которая для stand-alone версии модели БОНУС составляет порядка 1—2 секунд (процессор Intel(R) Core(TM) i7 4700MQ, 2.40 ГГц, 4 ядра/8 потоков).

С помощью модели БОНУС выполнена расчетная оценка активности нуклидов в топливе в активной зоне энергоблока № 1 АЭС Фукусима Дайичи. В оценке рассматриваются основные дозообразующие изотопы актиноидов и ПД в диапазоне выгораний от 5,3 до 40,2 ГВт·сут/тU. Для демонстрации возможностей ПрЭВМ COKPAT/B3 корректно моделировать наработку нуклидов в топливе, результаты ее расчетов сравниваются с результатами расчетов ПрЭВМ ORIGEN2 и SWAT. Показано, что ПрЭВМ COKPAT/B3 качественно верно воспроизводит динамику активности рассматриваемых нуклидов в течение топливной кампании, а отклонение от указанных нейтронно-физических ПрЭВМ для большинства из них не превышает 20 %. Данная точность моделирования является достаточной для модели в составе ПрЭВМ COKPAT, поскольку расчет последующих этапов жизненного цикла ПД в РУ в условиях ТА (выход из топлива, транспорт в объеме контуров охлаждения РУ и ЗО и, наконец, выход из ЗО) сопровождается существенными неопределенностями, превышающими отмеченную точность.

Литература

1. *Bolshov L. A., Dolganov K. S., Kiselev A. E., Strizhov V. F.* Results of SOCRAT code development, validation and applications for NPP safety assessment under severe accidents // Nuclear Engineering and Design. 2019. Vol. 341. Pp. 326—345.

2. MELCOR Computer Code Manual Vol. 1: Primer and User's Guide, Version 2.1 September 2011, NUREG/CR 6119, Vol. 1, Rev. 3179.
3. *Wielenberg A., Weyermann F., Sonnenkalb M., Schaffrath A.* The new release AC2 2019 — Improvements and Challenges. In: 13th FONESYS Workshop.
4. *Yesilyurt G., Clarno K., Gauld I.* Modular ORIGEN S for Multi Physics Code Systems. International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering (M&C 2011), 2011.
5. *Bell M.J.* ORIGEN: The ORNL Isotope Generation and Depletion Code. 1973.
6. *Croff A.G.* ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials // Nucl. Technol. 1983. Vol. 62. Iss. 3. Pp. 335—352.
7. *Suyama K., Mochizuki H., Kiyosumi T.* (2002). Revised Burnup Code System SWAT: Description and Validation Using Postirradiation Examination Data // Nuclear Technology. 2002. Vol. 138. No. 2. Pp. 97—110. DOI: 10.13182/nt02-a3282.
8. *Nishihara K., Iwamoto H. and Suyama K.* Estimation of Fuel Compositions in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. JAEA Data/Code 2012-018. Japan Atomic Energy Agency, 2012. (Интернет ресурс: https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Data-Code-2012-018.pdf, дата обращения 07.04.2025).
9. *Долженков Е. А.* Разработка модели нуклидной кинетики в составе интегрального кода СОКРАТ/В3 // Сборник трудов XIX научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, Москва, 22—23 ноября 2008 г. — Москва: Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2018. С. 73—76.
10. *Долженков Е. А., Долганов К. С., Томащик Д. Ю.* Усовершенствование модели нуклидной кинетики в составе интегрального кода СОКРАТ/В3 // Сборник тезисов 11-й Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 21—24 мая 2019 г. — Подольск, ОКБ Гидропресс, 2019.
11. *Долженков Е. А., Долганов К. С., Киселев А. Е.* БОНУС — модель нуклидной кинетики в составе интегральной ПрЭВМ СОКРАТ/В3: модернизация, верификация // Труды 63-й Всероссийской научной конференции МФТИ, Москва — Долгопрудный — Жуковский, 23—29 ноября 2020 года.
12. *Долженков Е. А., Томащик Д. Ю., Рыжов Н. И.* Модель нуклидной кинетики для расчета тяжелых аварий // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2022. № 4. С. 5—14.
13. *Dolganov K. S., Dolzhenkov E. A., Fokin A. L., Kiselev A. E., Tomashchik D. Yu., Semenov V. N.* Applicability of the nuclide kinetics fast estimate model for severe accident codes // Annals of Nuclear Energy. 2022. Vol. 167. P. 108858. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108858.
14. *Селезнев Е.Ф.* Кинетика реакторов на быстрых нейтронах; под ред. акад. РАН А. А. Саркисова; Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. – М.: Наука, 2013.237 с.
15. NJOY2016 — URL: https://github.com/njoy/NJOY2016 (дата обращения: 23.06.2024).
16. *Герасимов А. С., Зарицкая Т. С., Рудник А. П.* Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. — М. : Энергоатомиздат, 1989. 539 с.
17. Интернет ресурс: — URL: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_39910/janis (дата обращения: 11.04.2025).

Информация об авторе

Долженков Евгений Александрович, научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: dolzhenkov@ibrae.ac.ru.

Библиографическое описание статьи

Долженков Е. А. Расчетная оценка активности нуклидов в топливе в активной зоне энергоблока № 1 АЭС Фукусима Дайичи // Радиоактивные отходы. 2025. № 2 (31). С. 69—78. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-2-69-78.

ESTIMATED NUCLIDE ACTIVITY OF NUCLEAR FUEL IN THE CORE OF THE FUKUSHIMA DAIICHI UNIT 1

Dolzhenkov E. A.

Nuclear Safety Institute of Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia

Article received on April 16, 2025

Activity of nuclides in the nuclear fuel at the time of an event initiating the transition from normal reactor operation to an accident is seen as important input data supporting the modeling of subsequent nuclide behavior in the reactor and radioactive releases. This study calculates the activity of the main dose contributing actinides and fission products in the nuclear fuel from the core of the Fukushima Daiichi NPP Unit 1 based on the SOCRAT/V3 code designed to model severe NPP accidents. The paper compares SOCRAT/V3 calculations with those based on ORIGEN2 and SWAT. The paper shows that qualitatively SOCRAT/V3 correctly reproduces the changes in the activity of the considered nuclides and the error for most of them does not exceed 20%.

Keywords: *source term, fission product, actinide, core, depletion model, Fukushima Daiichi, radioactive waste.*

References

1. Bolshov L. A., Dolganov K. S., Kiselev A. E., Strizhov V. F. Results of SOCRAT code development, validation and applications for NPP safety assessment under severe accidents. *Nuclear Engineering and Design,* 2019, vol. 341, pp. 326—345.
2. MELCOR Computer Code Manual Vol. 1: Primer and User's Guide, Version 2.1 September 2011, NUREG/CR 6119, Vol. 1, Rev. 3179.
3. Wielenberg A., Weyermann F., Sonnenkalb M., Schaffrath A. The new release AC2 2019 — Improvements and Challenges. In: 13th FONESYS Workshop.
4. Yesilyurt G., Clarno K., Gauld I. Modular ORIGEN S for Multi Physics Code Systems. *International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering* (M&C 2011), 2011.
5. Bell M.J. ORIGEN: The ORNL Isotope Generation and Depletion Code. 1973.
6. Croff A.G. ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials, *Nucl. Technol.,* 1983, vol. 62, iss. 3, pp. 335—352.
7. Suyama K., Mochizuki H., Kiyosumi T. (2002). Revised Burnup Code System SWAT: Description and Validation Using Postirradiation Examination Data. *Nuclear Technology,* 2002, vol. 138, no. 2, pp. 97—110. DOI: 10.13182/nt02-a3282.
8. Nishihara K., Iwamoto H., Suyama K. Estimation of Fuel Compositions in Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. JAEA Data/Code 2012 018. Japan Atomic Energy Agency, 2012. — URL: https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Data-Code-2012-018.pdf (accessed on: 07.04.2025).
9. Dolzhenkov E. A. *Razrabotka modeli nuklidnoj kinetiki v sostave integralnogo koda SOKRAT/V3.* [Development of a nuclide kinetics model as part of the SOCRAT/B3 integral code]. *Sbornik trudov XIX nauchnoy shkoly molodykh uchenykh IBRAE RAN,* Moskva, 22—23 noyabrya 2008 g. [*Proc. of XIX Conference Scientific School for Young Scientists of the Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences,* Moscow, November 22—23, 2008]. Moscow, NSI RAS Publ., 2018. Pp. 73—76.
10. Dolzhenkov E. A., Dolganov K. S., Tomashchik D. Yu. Usovershenstvovanie modeli nuklidnoj kinetiki v sostave integral'nogo koda SOCRAT/V3 [Improvement of the nuclide kinetics model as part of the SOCRAT/V3 integral code]. *Sbornik tezisov 11 Mezhdunarodnoj nauchno tekhnicheskoj konferencii "Obespechenie bezopasnosti AES s VVER".* Podol'sk, 21—24 maya 2019. [Collection of abstracts, *11th International Scientific and Technical Conference on the Safety of NPPs with WWER Reactor Units.* Podolsk, May 21—24, 2019]. Podolsk, OKB Gidropress Publ., 2019.
11. Dolzhenkov E. A., Dolganov K. S., Kiselev A. E. BONUS — model nuklidnoj kinetiki v sostave integralnoj PrEVM SOKRAT/V3: modernizaciya, verifikaciya [BONUS — a model of nuclide kinetics as part of the integrated PrEVM SOKRAT/V3: modernization, verification]. *Trudy 63 Vserossiyskoy nauchnoy konferentsii MFTI,* Moskva — Dolgoprudnyy — Zhukovskiy, 23—29 noyabrya 2020 g. [*Proc. of 63rd All-Russian Scientific MIPT Conference,* Moskva — Dolgoprudnyy — Zhukovskiy, November 23—29, 2020]. Moscow — Dolgoprudny — Zhukovsky, Moscow Institute of Physics and Technology (National Research University) Publ., 2020.
12. Dolzhenkov E. A., Tomashchik D. Yu., Ryzhov N. I. Model' nuklidnoj kinetiki dlya rascheta tyazhelyh avarij [Nuclide Kinetics Model for Severe Accident Calculations]. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki.*

Seriya: Yaderno-reaktornye konstanty — Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants, 2022, no. 4, pp. 5—14.
13. Dolganov K. S., Dolzhenkov E. A., Fokin A. L., Kiselev A. E., Tomashchik D. Yu., Semenov V. N. Applicability of the nuclide kinetics fast estimate model for severe accident codes. *Annals of Nuclear Energy,* 2022, vol. 167, p. 108858. DOI: 10.1016/j.anucene.2021.108858.
14. Seleznev E. F. *Kinetika reaktorov na bystryh nejtronah* [*Fast Breeder Reactor Kinetics*]. Ed. by acad. RAS A. A. Sarkisov. Moscow, Nauka Publ., 2013. 237 p.
15. NJOY2016 — URL: https://github.com/njoy/NJOY2016 (accessed on: 23.06.2024).
16. Gerasimov A. S., Zarickaya T. S., Rudnik A. P. *Spravochnik po obrazovaniyu nuklidov v yadernyh reaktorah* [Handbook on the Formation of Nuclides in Nuclear Reactors]. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1989. 539 p.
17. JANIS. — URL: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_39910/janis (accessed on: 11.04.2025).

Information about the author

Dolzhenkov Evgeny Alexandrovich, Research Associate, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: dolzhenkov@ibrae.ac.ru.

Bibliographic description

Dolzhenkov E. A. Estimated nuclide activity of nuclear fuel in the core of the Fukushima Daiichi Unit 1. *Radioactive Waste,* 2025, no. 2 (31), pp. 69—78. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-2-69-78. (In Russian).