

## АНАЛИЗ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ АКТИВНОСТИ И СОСТАВА ОБЛУЧЕННЫХ МАТЕРИАЛОВ К ВХОДНЫМ ПАРАМЕТРАМ

С. Т. Казиева, В. С. Свительман, П. А. Блохин

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

Статья поступила в редакцию 14 января 2025 г.

*Работа посвящена вопросу влияния неопределенностей входных данных на результаты расчетов радиационных характеристик и составов отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и радиоактивных отходов (РАО). Были проведены многовариантные расчеты этих величин с использованием программы нуклидной кинетики TRACT и MOUSE, программного комплекса для учета неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности. На основе результатов этих вычислений выполнен анализ чувствительности расчетных величин удельной активности и состава ОЯТ, облученного в реакторе ВВЭР-440, и расчетной удельной активности реакторного графита, облученного в реакторе РБМК-1000, к входным параметрам (начальному составу материалов и режиму облучения).*

**Ключевые слова:** анализ чувствительности, анализ неопределенностей, радиационные характеристики, активность, радионуклидный состав, радиоактивные отходы, отработавшее ядерное топливо, ВВЭР-440, РБМК-1000.

### Введение

Проблеме влияния неопределенностей при проведении расчетных исследований свойств и характеристик ядерного топлива и облученных материалов посвящено достаточно много работ [1]–[8], но исторически они в основном касались тем, связанных с эксплуатацией ядерных установок: анализа производственной безопасности, оценки пределов прочности при моделировании аварийных ситуаций и ресурсов работы для продления срока эксплуатации и т. д.

Анализ неопределенностей расчетных характеристик ОЯТ и РАО в контексте потребностей их финальной изоляции обладает своей спецификой [9]–[12]. В частности, для обоснования радиационной безопасности пунктов захоронения РАО (ПЗРО) необходимы прогнозы изменения их радионуклидного состава

и радиационных характеристик на больших временных масштабах. Как российские, так и международные нормативные документы указывают на обязательность сопровождения таких оценок анализом неопределенностей [13]–[15]. Кроме того, вышеперечисленные показатели во многом устанавливают соответствие РАО критериям приемлемости для захоронения, и, как следствие, соответствующие неопределенности влияют на компоновку и вместимость проектируемых ПЗРО [9]. Например, важным фактором для их безопасности является величина энерговыделения упаковки РАО, которая, в свою очередь, зависит от параметров обогащения и выгорания топливных сборок, продукты переработки которых после выделения из них урана и плутония попадают в эту упаковку.

Источниками неопределенностей расчетных характеристик облученных материалов могут быть: состав материала, параметры реакторной установки, ядерные константы (периоды полураспада изотопов, сечения реакций и т. д.), используемые в расчетах радионуклидного состава и радиационных характеристик ОЯТ.

Наиболее подробно среди этих источников неопределенностей, по аналогии с работами по оценке эксплуатационной безопасности ядерных установок, было исследовано влияние неточностей в ядерных данных [16]–[21]. Некоторые работы [16], [19] явно подчеркивают, что эти причины вносят существенный вклад в неопределенность расчетных значений активностей и состава облученных материалов. Тем не менее последние исследования показывают [11], что вклад неопределенностей, обусловленных неполнотой знаний о режиме работы реактора, о конструктивных характеристиках реакторной установки и топливных сборок, как минимум соразмерен с вкладом неопределенностей ядерных данных. По этой причине настоящая работа сфокусирована на рассмотрении неопределенностей только входных параметров для решения задач нуклидной кинетики, таких как состав материала и режим облучения, без выполнения взаимосвязанных нейтронно-физических расчетов.

Цель исследований заключалась в оценке влияния этих неопределенностей на расчетные величины активности ОЯТ и графита, а также содержания в них радионуклидов, значимых для долговременной безопасности. Необходимые расчеты были проведены при помощи программы нуклидной кинетики TRACT [22] и программного комплекса для учета неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности MOUSE [23].

### Методы и программные средства

Расчетные исследования радиационных характеристик и радионуклидных составов облученных материалов проводились с применением программы TRACT [22] в составе программного комплекса КОРИДА [24]. Начиная с 2018 года она использовалась в этих целях для ОЯТ, конструкционных материалов и алюмофосфатных стекломатриц с высокоактивными РАО, а результаты исследований были опубликованы в серии работ [22], [25], [26]. Программа [22] включает в себя набор современных библиотек ядерно-физических констант: активационных ядерных сечений и данных по радиоактивным распадам на основе EAF-2010 [27], [28], выходов

продуктов вынужденного деления актиноидов JEFF-3.1 [29] и спонтанного деления актиноидов ENDF/B-VII.1 [30]. В ней моделируется изменение изотопного состава материалов в процессе их нейтронного облучения в результате ядерных реакций и радиоактивного распада образующихся нестабильных нуклидов.

Учет неопределенностей в задачах расчетного моделирования неразрывно связан с процессом параметризации модели и поэтому, как правило, предполагает многократные запуски расчета на основе рассматриваемой модели с различными комбинациями неточно известных входных параметров и статистический анализ получаемых в результате выходных величин [31]. Программный комплекс MOUSE [23] реализует необходимые для такого исследования математические методы и инструменты взаимодействия с другими расчетными средствами. Под взаимодействием подразумевается следующий процесс: MOUSE генерирует выборку комбинаций входных параметров модели согласно имеющейся информации об этих параметрах (диапазонах их изменения или предполагаемых функциях распределения), многократно запускает программное средство, в котором реализуется расчет (в рамках настоящей работы — TRACT), подавая ему на вход сгенерированные комбинации параметров для анализируемой модели, и сохраняет выборку соответствующих этим комбинациям расчетных выходных величин. Последующий статистический анализ позволяет сделать выводы о неопределенности выходных величин, обусловленной тем, насколько неточно известны входные параметры модели. Анализ чувствительности, в свою очередь, позволяет оценить вклады конкретных параметров (в данной задаче — начального состава материала, режима облучения и т. д.) в суммарную неопределенность выходных величин (радиационных характеристик и радионуклидного состава ОЯТ и конструкционных материалов). В частности, результат анализа чувствительности может дать существенную информацию о значимости изотопов, содержащихся в виде примеси, и, соответственно, необходимости дальнейших измерений их количества. Для осуществления анализа чувствительности выборки входных параметров и выходных величин анализируются совместно и вычисляются индексы чувствительности: каждому из варьировавшихся параметров сопоставляется мера его влияния на анализируемую выходную величину. Общая схема процесса проведения вычислений и роли в нем программных средств TRACT и MOUSE представлены на рис. 1.

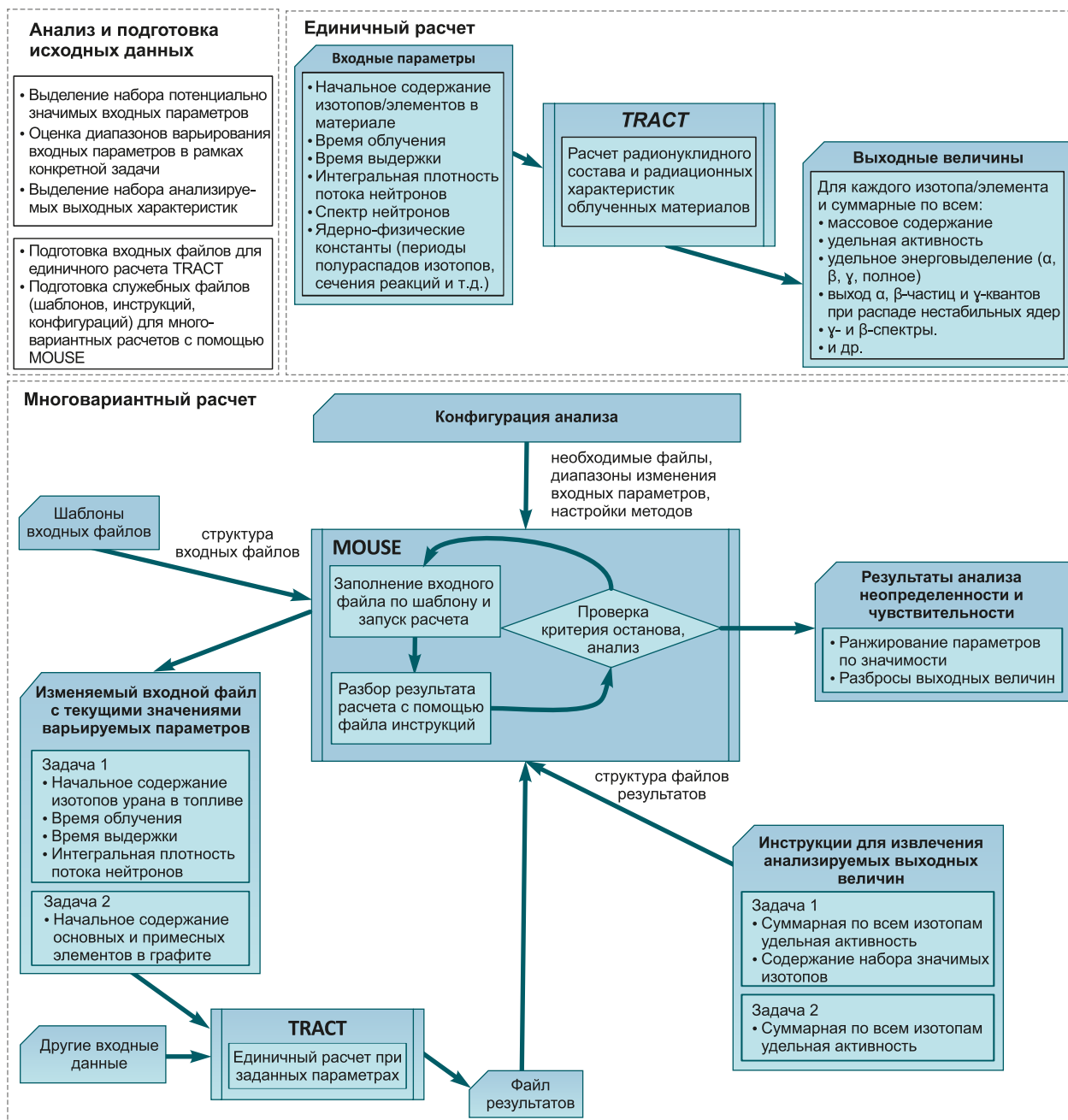


Рис. 1. Алгоритм проведения расчетов

Соответственно, первым шагом настройки взаимодействия программ MOUSE и TRACT является идентификация варьируемых входных параметров для поставленной задачи. В довольно обширном наборе информации, подаваемой на вход TRACT, необходимо выделить те показатели, значения которых известны неточно и влияние которых будет оцениваться, и установить диапазоны их варьирования. Во входном файле программы TRACT перед проведением расчета требуется задать следующие параметры: состав материала (содержания изотопов или элементов), спектр плотности потока нейтронов и его интегральное значение в рассматриваемый момент, период времени облучения

материала, длительность его выдержки (период, когда он не находится под внешним воздействием) и ядерные константы (библиотеки ядерных данных). Для того чтобы программа MOUSE могла менять входной файл программы TRACT, необходимо подготовить его шаблон (идентичный входному файлу, за исключением того, что вместо значений варьируемых параметров он содержит указатели на соответствующие переменные) и конфигурационный файл для MOUSE, в котором будут заданы диапазоны изменения параметров или характеристики их функций распределения.

Следующий шаг настройки взаимодействия программ TRACT и MOUSE заключается в

выделении анализируемых в рассматриваемой задаче выходных величин. Это важно, т. к. для их разных значений полученные в результате исследования выводы могут отличаться, особенно для сложных нелинейных моделей. Например, неопределенности одного и того же набора параметров могут обуславливать незначительные разбросы у одних выходных величин и гораздо большие у других, влияние какого-то конкретного параметра может быть преобладающим для одного из них и незначительным для другого. В результате проведения расчета с использованием программы TRACT в выходном файле выводится довольно много разных величин: активность; энерговыделение полное и в результате  $\alpha$ -,  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучений по отдельности; выход  $\alpha$ -,  $\beta$ -частиц и  $\gamma$ -квантов при распаде ядер; спектры  $\beta$ -частиц и  $\gamma$ -квантов и т. д. Значения каждой из этих величин рассчитываются для различных моментов времени, для каждого нуклида и элемента, а также оцениваются интегральные величины (суммарные по всем изотопам). Для того чтобы указать MOUSE, какие из них выбирать из выходного файла TRACT для дальнейшего анализа, требуется подготовить специальный файл-инструкцию, в котором будут указаны правила их поиска и извлечения (как правило, они устроены в виде наборов из ключевого слова, номера строки, а также столбца, по которым можно однозначно найти нужное значение в выходном файле). Выделенные в данной работе для анализа входные параметры и выходные величины также отражены на рис. 1.

В качестве подхода к анализу чувствительности был выбран метод Соболя, принадлежащий к классу вариационных методов [32], который опирается на следующие предположения:

- входные параметры модели рассматриваются как стохастические переменные, а соответствующие им результаты моделирования описываются некоторым распределением в пространстве выходных величин;
- вариация (дисперсия) выходной величины является корректной оценкой для ее неопределенности;
- вклад входного параметра в вариацию выходной величины определяет меру ее чувствительности к этому параметру.

Теоретические основы метода Соболя изложены в учебном пособии ПК MOUSE [32] и в публикациях [33], [34].

В результате анализа методом Соболя вычисляются два набора индексов чувствительности: первого порядка  $S_i^1$  и полного вклада  $S_i^T$ . Индексами  $S_i^1$  оценивается прямой вклад входного параметра в вариацию выхода без

учета эффекта совместного влияния нескольких параметров [33]:

$$S_i^1 = \frac{V_{X_i} [E_{X_{-i}} \{y | X_i\}]}{V(y)} = \frac{V_i}{V(y)}, \quad (1)$$

где  $E_{X_{-i}} \{y | X_i\}$  — среднее от результатов моделирования при варьировании всех параметров, кроме  $X_i$ ;

$V_{X_i}$  — вариация по различным значениям параметра  $X_i$ ;

$V(y)$  — безусловная вариация выхода модели.

Для вычисления  $V_{X_i}$  и  $V(y)$  применяется метод численного интегрирования с использованием квазислучайных последовательностей и алгоритма Хансена [31], [33], [34].

Для того чтобы учесть возможное совместное влияние входных параметров, используются индексы полного вклада  $S_i^T$  (англ.: total). Их оценка опирается на разложение вариации в ряд:

$$V = \sum_i V_i + \sum_{i < j} V_{ij} + \sum_{i < j < m} V_{ijm} + \dots + V_{123\dots M}, \quad (2)$$

где  $V_{ij} = V(E\{y | X_i, X_j\})$ ,  $V_{ijm} = V(E\{y | X_i, X_j, X_m\})$  и т. д. определяют индексы промежуточных порядков, отвечающие за вклад в вариацию выходной величины групп параметров.

Индекс полного вклада определяется в виде:

$$S_i^T = \frac{E_{X_{-i}} [V_{X_i}(y | X_{-i})]}{V(y)} = \frac{V_{T_i}}{V(y)}. \quad (3)$$

Его близкое к нулю значение свидетельствует об отсутствии влияния входного параметра на результат моделирования. Существенно различающиеся индексы первого порядка и полного вклада для каких-либо параметров говорят о том, что их совместное влияние больше, чем сумма их отдельных эффектов. В таких случаях попарные (или групповые) индексы чувствительности могут быть оценены отдельно.

### Предварительный анализ исходных данных и общая постановка задачи

Как было сказано выше, перед проведением анализа чувствительности необходимо установить набор неопределенных входных параметров и определить значимые в контексте интерпретации результатов выходные величины, чувствительность которых к ним будет определяться.

Учет неопределенностей ядерных данных (сечений реакций, постоянных распада, выходов продуктов деления и т. д.) оставлен за пределами настоящей работы, так как этот вопрос

требует отдельного рассмотрения. Сложность учета ядерных данных при анализе чувствительности заключается в большом объеме информации, представленном в библиотеках ядерных данных (только библиотека распадных данных содержит несколько тысяч величин), а также в связи с корреляцией этих данных. Полноценное исследование влияния всех соответствующих параметров стандартными методами потребовало бы нереалистично большого количества расчетов, поэтому для этих целей получили развитие специфические методы [16]–[21].

Помимо ядерных данных, в список входных параметров, используемых при оценке радиационных характеристик облученного материала на основе расчетов нуклидной кинетики, входят:

- начальный нуклидный состав материала;
- нейтронный спектр и интегральная плотность потока нейтронов;
- времена облучения и выдержки.

Начальный состав облучаемого материала является одним из важных входных параметров, неопределенность которого обусловлена погрешностью измерения. Например, содержание изотопов урана в топливе может быть известно с конкретной погрешностью в зависимости от способа измерения. Содержание примесей в конструкционных материалах часто указывается в справочниках и стандартах либо в установленных диапазонах, либо в пределах от нуля до какого-либо малого значения.

Список выходных величин, выбранных для анализа чувствительности из всего набора рассчитываемых при помощи кода TRACT характеристик, включает:

- основные радиационные характеристики: удельную активность и энерговыделение (суммарные по всем радионуклидам);
- содержание радиологически значимых для долговременной безопасности радионуклидов (в РАО от переработки ОЯТ) согласно работе [35]:  $^{126}\text{Sn}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{226,228}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228,229,230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{233,234,235,236,238}\text{U}$ ,  $^{238,239,240,241,242}\text{Pu}$ ,  $^{241,243}\text{Am}$ ,  $^{245,246}\text{Cm}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{79}\text{Se}$ .

### Расчетные модели и результаты

В рамках данной работы далее были рассмотрены следующие расчетные модели, для каждой из которых ставилась своя задача анализа чувствительности:

- модель облучения ядерного топлива в реакторе ВВЭР-440 за время стандартной трехлетней кампании и дальнейшей выдержки до 1 000 000 лет;
- модель облучения реакторного графита в реакторе РБМК-1000 в течение 45-летнего периода

его эксплуатации и дальнейшей выдержки на протяжении 1 000 лет.

Период времени выдержки до миллиона лет для ОЯТ рассмотрен по следующим причинам:

- хотя образование радиоактивных отходов от переработки ОЯТ сопровождается выделением урана и плутония, другие долгоживущие радионуклиды, такие как изотопы тория, радия, актиния и протактиния, перейдут в состав РАО практически полностью;
- одно из важных требований НП-055-14 [13] заключается в проведении прогнозных оценок эволюции свойств системы захоронения РАО на весь период потенциальной опасности, в том числе с учетом анализа прогнозирования радионуклидного состава отходов;
- период полураспада многих радиологически значимых для долговременной безопасности радионуклидов достигает миллионов лет и более.

### Задача 1. Анализ чувствительности расчетных значений радионуклидного состава и активности ОЯТ реактора ВВЭР-440 к составу топлива, плотности потока нейтронов и времени облучения

В рамках первой задачи была разработана расчетная модель для оценки радионуклидного состава и активности ОЯТ реактора ВВЭР-440, которая описана далее. Спектр нейтронов в расчетах не варьировался. При этом в набор варьируемых параметров включена интегральная плотность потока нейтронов, ее диапазон был задан в пределах 1% от самой величины. Статистическая погрешность расчета интегральной плотности потока нейтронов по программе TDMCC [24] меньше 1%.

На основании имеющихся в литературе [36]–[38] данных по концентрациям изотопов урана в топливе приняты их возможные диапазоны неопределенности. Зачастую в оценках радионуклидного состава ОЯТ принимаются консервативные предположения о составе топлива, а именно не учитываются содержания в нем изотопов  $^{234}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$ . В наших расчетах также были приняты значения содержаний изотопов  $^{234}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$  в топливе с долей консервативности. Они основаны только на данных из публикаций [36]–[38]: по содержаниям  $^{234}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$  в обогащенном топливе и по содержанию  $^{234}\text{U}$  в природном уране (данное значение было консервативно взято в качестве нижней границы). В дальнейшем оценки диапазонов их неопределенности будут уточнены в сторону более реалистичных оценок. В данной работе возможные диапазоны неопределенности содержаний

урана в топливе основаны на следующей информации. Природное содержание  $^{234}\text{U}$ , входящего в состав радиоактивного ряда  $^{238}\text{U}$  [36], оценивается величиной 0,0055 % от массы урана, в составе топлива — 3,6 % обогащения по  $^{235}\text{U}$ , согласно работе [37],  $^{234}\text{U}$  — 0,033 %, а  $^{236}\text{U}$  — 0,016 %. При этом, согласно отчету ГНЦ НИИАР о радиохимических исследованиях ОЯТ ВВЭР-440 (3,6 % обогащения) [38], в исходных топливных таблетках в уране содержание  $^{234}\text{U}$  составляет не более 0,032 % от его массы, а  $^{236}\text{U}$  — не более 0,1 %. На основании этих данных в работе концентрация  $^{234}\text{U}$  варьировалась в пределах от 0,0055 % до 0,033 % по массе урана, а  $^{236}\text{U}$  — от 0,016 % до 0,1 %. Также принято, что при изготовлении топливных таблеток разброс по обогащению топлива  $^{235}\text{U}$  равен 0,025 %, а содержание  $^{235}\text{U}$  будет варьироваться от 3,6 % до 3,65 % от массы урана [38].

Дополнительно было рассмотрено варьирование времени облучения. Исходя из того, что в большинстве случаев время останова и пуска реакторной установки в доступных публикациях (отчетах, статьях) известно с точностью до суток, а их общее количество при стандартной кампании равно трем, взято консервативно максимальное значение возможной ошибки при указании времени облучения, равное 6 дням.

Таким образом, в данной работе варьировались следующие параметры, задаваемые в TRACT:

- начальное содержание в свежем топливе ( $\text{UO}_2$ ) по массе урана:
  - $^{234}\text{U}$  — от 0,0055 % до 0,033 %;
  - $^{235}\text{U}$  — от 3,6 % до 3,65 %;
  - $^{236}\text{U}$  — от 0,016 % до 0,1 %;
  - $^{238}\text{U}$  — от 96,22 % до 96,38 %;
- плотность потока нейтронов в пределах  $\pm 1\%$  от заданной величины (от  $1,5263 \cdot 10^{13}$  до  $1,6263 \cdot 10^{13}$  н/(см<sup>2</sup>·с));
- суммарное время облучения топлива — от 968 до 974 дней;

Анализ чувствительности проводился для таких выходных величин, как: содержания радионуклидов:  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{79}\text{Se}$ ,  $^{126}\text{Sn}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{226,228}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228,229,230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{232,233,234,235,236,238}\text{U}$ ,  $^{238,239,240,242}\text{Pu}$ ,  $^{241,243}\text{Am}$ ,  $^{245,246}\text{Cm}$  (рис. 2 и 3) и интегральные (суммарные по всем изотопам) активность и энерговыделение. При этом влияние параметров на них анализировалось в два момента времени: на начало выдержки (конец облучения) и через миллион лет. Так как оцененные индексы чувствительности Соболя первого порядка ( $S^1$ ) и полного вклада ( $S^T$ ) практически совпадают, на рис. 2 и 3 представлены только последние, а дополнительный анализ их разницы не проводится.

Также была проведена статистическая обработка результатов расчетов и оценены относительные стандартные отклонения ( $\sigma/\mu$ , где  $\mu$  — среднее значение рассчитываемой величины, а  $\sigma$  — стандартное отклонение). Для качественного определения влияния входных параметров

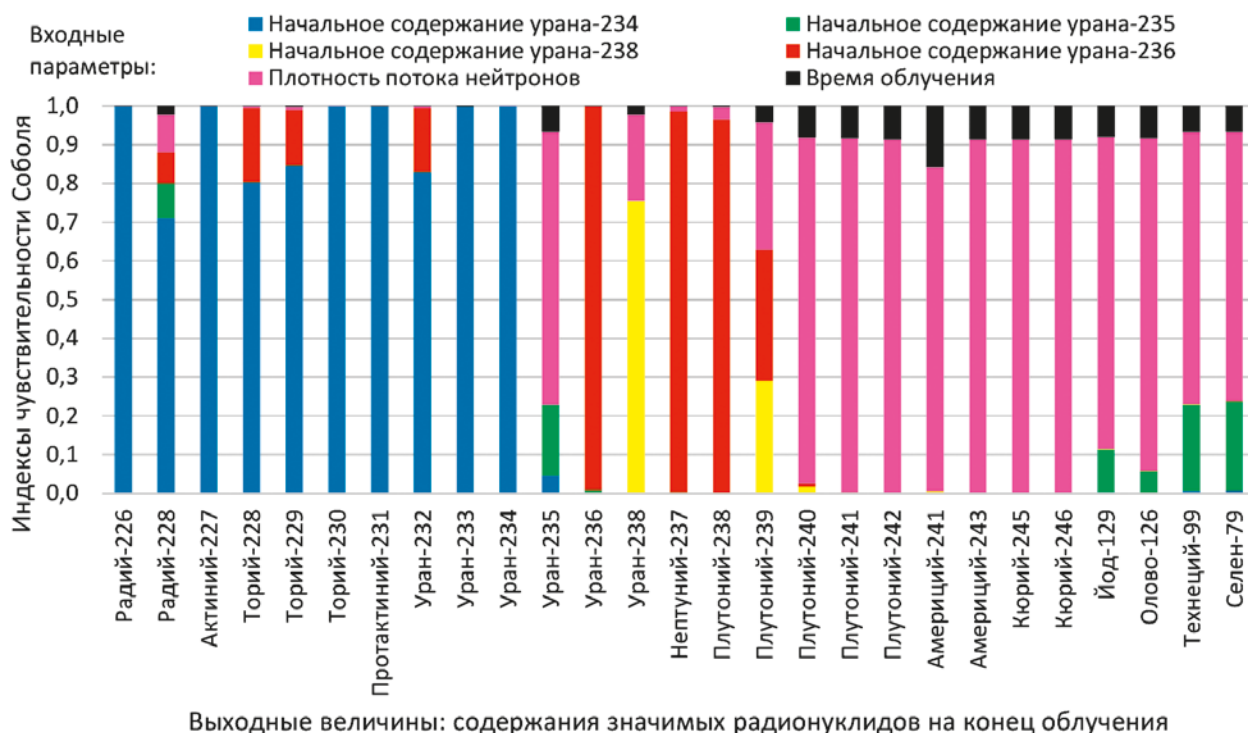


Рис. 2. Индексы чувствительности Соболя для содержаний значимых радионуклидов на начало выдержки

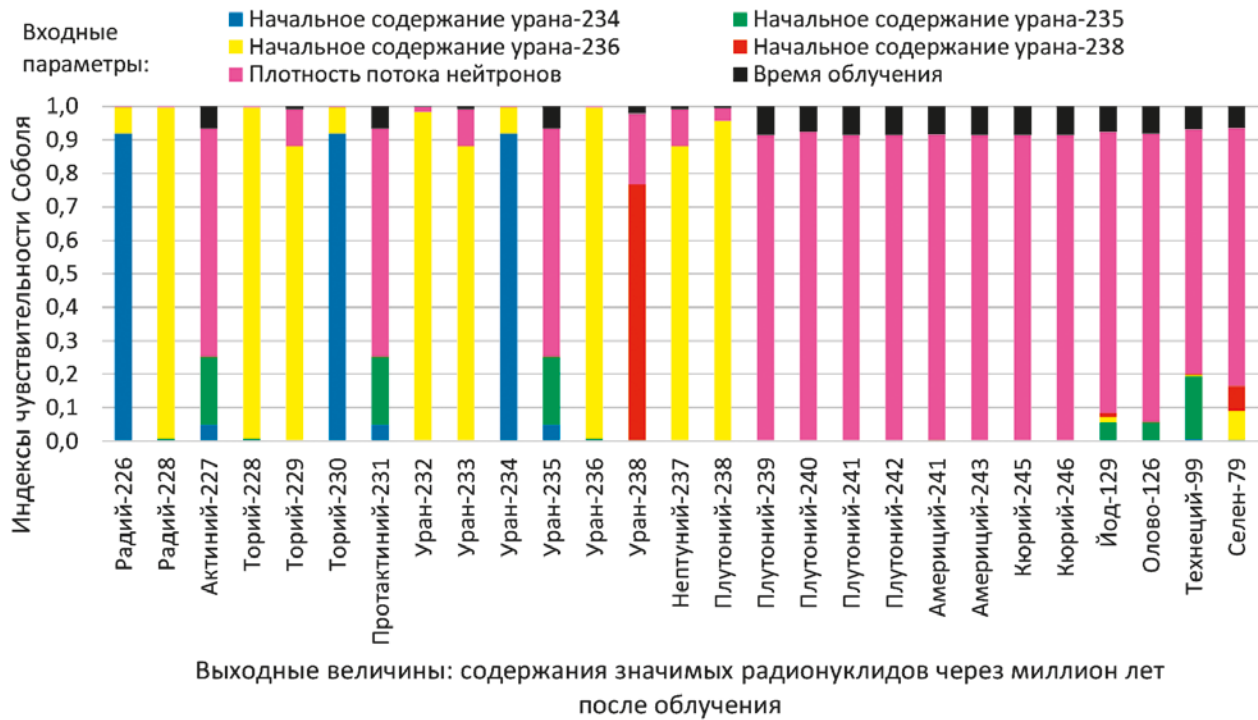


Рис. 3. Индексы чувствительности Соболя для содержаний радионуклидов через миллион лет после облучения

Таблица 1. Относительные стандартные отклонения содержаний радиологически значимых изотопов  $^{226,228}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228,229,230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{232,233,234}\text{U}$  на конец облучения

Изотоп	$^{226}\text{Ra}$	$^{228}\text{Ra}$	$^{227}\text{Ac}$	$^{228}\text{Th}$	$^{229}\text{Th}$	$^{230}\text{Th}$	$^{231}\text{Pa}$	$^{232}\text{U}$	$^{233}\text{U}$	$^{234}\text{U}$
Отн. станд. откл., %	41	1,3	36	13	15	41	37	13	21,5	40

на результаты в работе приводятся только относительные стандартные отклонения в процентах (табл. 1).

При интерпретации результатов анализа стоит иметь в виду, что индекс чувствительности оценивает вклад неопределенности входного параметра в вариацию выходной величины и поэтому зависит как от степени влияния входного параметра на выходную величину, так и от его разброса. На основании полученных результатов расчетов (рис. 2 и 3) можно сделать следующие выводы:

1. Для радионуклидов  $^{126}\text{Sn}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239,240,242}\text{Pu}$ ,  $^{241,243}\text{Am}$ ,  $^{245,246}\text{Cm}$ ,  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{79}\text{Se}$  на рассматриваемые времена получено:

- неопределенность их содержаний в большей степени зависит от неопределенности режима облучения (плотности потока нейтронов и времени облучения), чем от состава топлива;
- они вносят небольшой вклад в неопределенность их содержаний: полученные расчетные значения меняются в пределах не более  $\pm 5\%$  от среднего.

2. Для радионуклидов  $^{238}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$  и  $^{238}\text{Pu}$  на рассматриваемые времена получено:

- высокие индексы чувствительности содержаний радионуклидов  $^{238}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{234}\text{U}$  к их

начальным содержаниям в свежем топливе, что ожидаемо;

- относительные стандартные отклонения для  $^{238}\text{U}$  — много меньше 1%, для  $^{235}\text{U}$  — не превышают 1%, для  $^{236}\text{U}$  — 4%, для  $^{234}\text{U}$  — достигают 41%, (рассмотрены более подробно далее);
  - высокий индекс чувствительности концентрации  $^{238}\text{Pu}$  к начальному содержанию в топливе  $^{236}\text{U}$ , что также ожидаемо, так как один из основных путей его образования — это цепочка:  $^{236}\text{U}$  (реакция  $(n, \gamma)$ )  $\rightarrow$   $^{237}\text{U}$  ( $\beta$ -распад)  $\rightarrow$   $^{237}\text{Np}$  (реакция  $(n, \gamma)$ )  $\rightarrow$   $^{238}\text{Np}$  ( $\beta$ -распад)  $\rightarrow$   $^{238}\text{Pu}$ ;
  - относительные стандартные отклонения содержаний  $^{238}\text{Pu}$  на эти времена не превышают 6%.
3. Для радионуклидов  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228,229,230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{233,234}\text{U}$  получено:
- высокие индексы чувствительности для  $^{228}\text{Ra}$  (более 0,8) и для остальных нуклидов (более 0,9) на конец облучения к содержанию  $^{234}\text{U}$  в топливе, что связано с тем, что данные изотопы являются для него дочерними и один из основных путей их образования — это его облучение;
  - индексы чувствительности на миллион лет после окончания облучения к начальному содержанию  $^{236}\text{U}$  в топливе для содержаний  $^{228}\text{Ra}$  и  $^{228}\text{Th}$  равны 0,75, а для  $^{233}\text{U}$  и  $^{229}\text{Th}$  — 0,2;

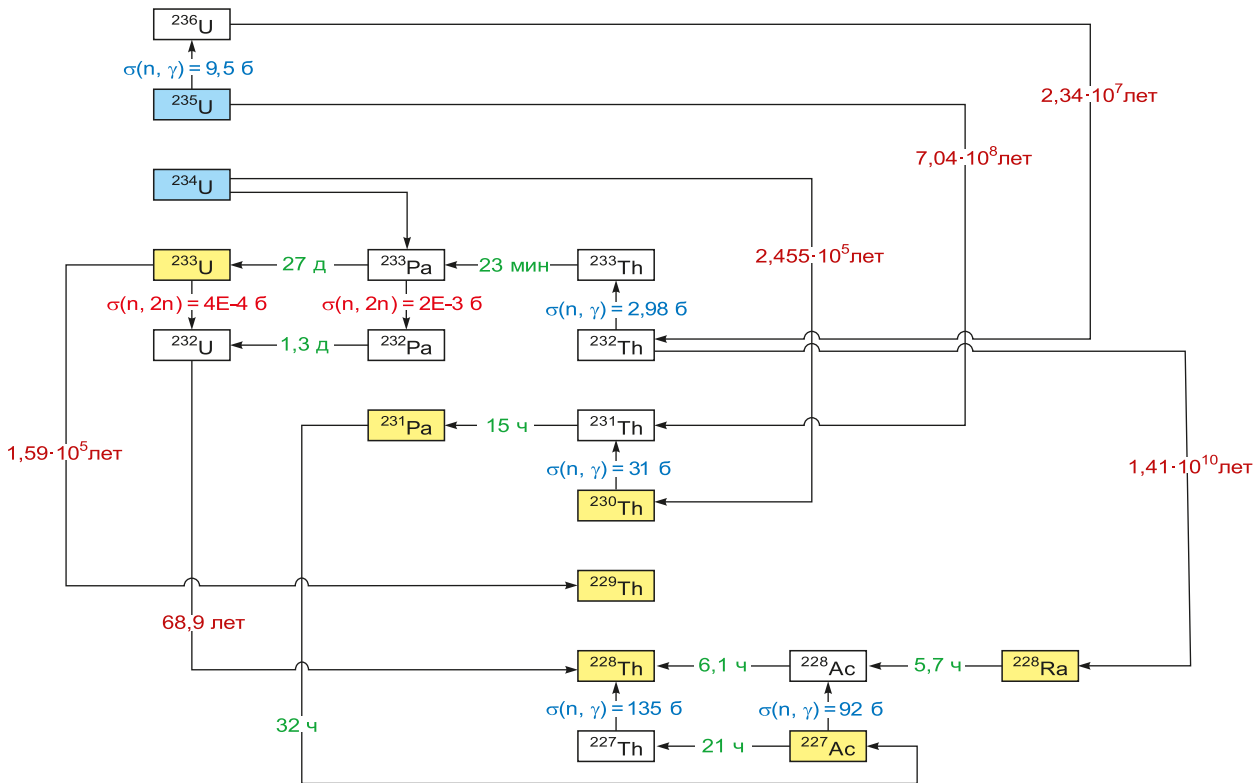


Рис. 4. Схема образования  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228,229,230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{233,234}\text{U}$  из  $^{236}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{234}\text{U}$  в результате нейтронных реакций и радиоактивных распадов нестабильных изотопов

- высокие относительные стандартные отклонения (до 41 %) на конец облучения (табл. 1);
- снижение через миллион лет после окончания облучения относительных стандартных отклонений содержаний большинства нуклидов до 1%, (для  $^{234}\text{U}$ ,  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{228}\text{Ra}$  они не превышают 6%).

Пути образования  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228,229,230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{233,234}\text{U}$  из  $^{236}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  и  $^{234}\text{U}$  в результате нейтронных реакций и радиоактивных распадов нестабильных изотопов представлены на рис. 4.

4. Отметим, что на данный момент имеются расхождения при экспериментальном определении содержания  $^{234}\text{U}$  в составе ОЯТ. Согласно работе [38], заметно отклонение набора его концентраций в некоторых образцах от серии измерений в остальных (рис. 5). В соответствии с [39], одной из причин таких различий было названо различное начальное количество  $^{234}\text{U}$  в составе топлива. Если сравнить приведенные на рис. 5 результаты измерений содержаний  $^{234}\text{U}$  и расчетные данные, полученные при заданном диапазоне варьирования соответствующего параметра начального состава (от 0,0055 % до 0,033 %  $^{234}\text{U}$  по массе урана), то измеренные значения в пределах погрешностей попадут в интервал ( $\mu \pm 1\sigma$ ). Вполне вероятно, что причинами расхождений могут быть

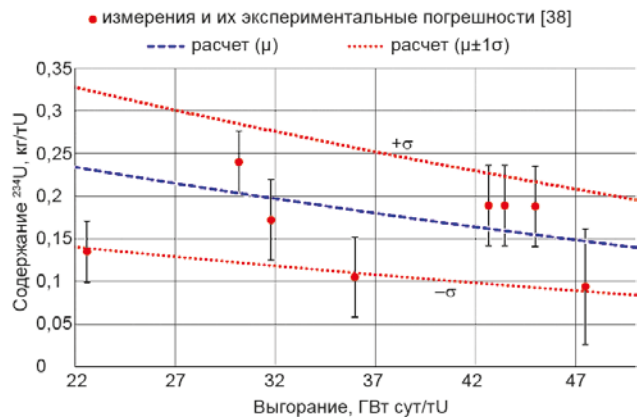


Рис. 5. Содержания  $^{234}\text{U}$  в ОЯТ ВВЭР-440 в зависимости от выгорания топлива

также и разница в спектрах нейтронов, и неопределенность ядерных данных, но при этом неопределенность начального содержания  $^{234}\text{U}$  нельзя исключать из рассмотрения, так как ее влияние также очень заметно для оценок количества самого  $^{234}\text{U}$  и других значимых для долговременной безопасности радионуклидов, таких как  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228,229,230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{233}\text{U}$ , которые образуются и в результате его облучения (рис. 5 и табл. 1).

5. Наряду с этим отметим, что в данном случае анализ полученных результатов показал их

адекватность происходящим физическими процессам. К примеру:

- на содержание  $^{235}\text{U}$  на начало выдержки и через миллион лет практически одинаково влияют его начальное количество в топливе, плотность потока и время облучения, что с физической точки зрения очевидно, так как основная масса  $^{235}\text{U}$  выгорает при облучении топлива в реакторе, а в результате выдержки до миллиона лет практически не изменяется;
- неопределенность содержания  $^{231}\text{Pa}$  на начало выдержки определяется практически полностью исходным содержанием  $^{234}\text{U}$ , что связано с тем, что большее число ядер  $^{231}\text{Pa}$  при облучении образуется из данного изотопа в результате следующей цепочки:  $^{234}\text{U}$  ( $\alpha$ -распад)  $\rightarrow$   $^{230}\text{Th}$  (реакция  $(n, \gamma)$ )  $\rightarrow$   $^{231}\text{Th}$  ( $\beta$ -распад)  $\rightarrow$   $^{231}\text{Pa}$ ;
- неопределенность содержания  $^{231}\text{Pa}$  через миллион лет после окончания облучения определяется не только количеством  $^{235}\text{U}$ , но и в большей степени режимом облучения. Это связано с тем, что проактиний образуется не только при распаде  $^{235}\text{U}$ , в радиоактивный ряд которого он входит, но и таких актинидов, как  $^{243}\text{Cm}$  и  $^{239}\text{Pu}$  по следующей цепочке  $^{243}\text{Cm}$  ( $\alpha$ -распад)  $\rightarrow$   $^{239}\text{Pu}$  ( $\alpha$ -распад)  $\rightarrow$   $^{235}\text{U}$  ( $\alpha$ -распад)  $\rightarrow$   $^{231}\text{Th}$  ( $\beta$ -распад)  $\rightarrow$   $^{231}\text{Pa}$ . При этом их ядра нарабатываются только во время облучения, а их количество на начало и через  $10^6$  лет выдержки зависит от режима облучения топлива.

6. Отметим дополнительно, что в библиотеке ядерно-физических констант EAF-2010 [27], [28], используемой в расчетах, погрешности периодов полураспада  $^{234}\text{U}$  и  $^{231}\text{Th}$  не превышают 1%, а одностороннего сечения реакции  $^{230}\text{Th}$  ( $n, \gamma$ ) и  $^{231}\text{Th}$  — не превышает 10%. Следовательно, есть предположение, которое потребует дальнейшей проверки, о том, что с некоторой вероятностью основным источником неопределенности расчетных содержаний нуклидов  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Th}$  и  $^{231}\text{Pa}$ , образующихся по цепочке  $^{234}\text{U}$  ( $\alpha$ )  $\rightarrow$   $^{230}\text{Th}$  ( $n, \gamma$ )  $\rightarrow$   $^{231}\text{Th}$  ( $\beta$ )  $\rightarrow$   $^{231}\text{Pa}$  на начало выдержки, будет неопределенность концентрации  $^{234}\text{U}$ .

Из полученных результатов расчетов для интегральных активности и энерговыделения ОЯТ можно сделать следующие выводы:

1) Для интегральных активности и энерговыделения на конец облучения наиболее значимыми неопределенными входными параметрами являются плотность потока нейтронов и содержание  $^{235}\text{U}$ , что соответствует представлениям о физике процесса, так как данные характеристики в это время определяются короткоживущими продуктами деления. Высокая значимость содержаний  $^{234}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$  для интегральной активности и энерговыделения через миллион лет после

окончания облучения обусловлена тем, что за этот период большая часть их начального числа ядер (больше половины для  $^{234}\text{U}$  и чуть менее половины для  $^{236}\text{U}$ ) перейдет в короткоживущие продукты их распада, которые будут вносить значимый вклад в активность и энерговыделение ОЯТ.

2) Относительные стандартные отклонения интегральной активности и энерговыделения на рассматриваемые времена достигают максимумом 2% и 3% соответственно.

По итогам можно сказать, что имеющиеся неопределенности, касающиеся состава топлива, времени облучения и плотности потока нейтронов незначительно влияют на интегральные радиационные характеристики (их расчетные величины изменяются в пределах  $\pm 3\%$ , не более). В то же время неопределенности количества  $^{234}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$  в топливе сильно влияют на прогноз содержания значимых для долговременной безопасности радионуклидов, таких как  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228, 229, 230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{232, 233, 234}\text{U}$ , соответствующие относительные стандартные отклонения для них достигают (13–41)% (табл. 1)).

### **Задача 2. Анализ чувствительности расчетных значений активности графита, облученного в реакторе РБМК-1000, к начальному составу графита**

В рамках второй задачи разработана расчетная модель для оценки активности реакторного графита, облученного в реакторе РБМК-1000, которая описана далее. Проведены многовариантные расчеты активности графита, облученного в реакторе РБМК-1000 в течение 45 лет, на их основе осуществлен анализ его чувствительности к содержанию в нем примесей (табл. 2).

Их содержание в необлученном графите зависит от исходного сырья и способа его производства и может варьироваться в широких пределах. В работе [40] было показано, что графит, изготовленный в разные годы и на различных заводах, отличается по содержанию примесей. В работах [41]–[43], посвященных исследованиям реакторного графита, были приведены такие факторы, не позволяющие точно определить начальный состав примесей и их количество в необлученном графите, как «эффект самородка» и влияние погрешности измерения приборов.

В результате анализа и обобщения имеющейся информации по концентрациям примесей в необлученном графите, представленной в публикациях [40]–[46], составлена таблица диапазонов их значений (табл. 2).

Таблица 2. Интервалы содержания примесей в необлученном реакторном графите [40]–[46]

Хим. элемент	Содержание по массе, %		Хим. элемент	Содержание по массе, %	
	Минимум	Максимум		Минимум	Максимум
Al	1,0·10 <sup>-6</sup>	4,0·10 <sup>-4</sup>	Mg	6,0·10 <sup>-7</sup>	1,7·10 <sup>-2</sup>
As	3,0·10 <sup>-6</sup>	2,0·10 <sup>-5</sup>	Mn	1,0·10 <sup>-8</sup>	5,0·10 <sup>-4</sup>
Ag	2,0·10 <sup>-6</sup>	3,9·10 <sup>-6</sup>	Mo	5,0·10 <sup>-5</sup>	9,0·10 <sup>-4</sup>
Au	2,0·10 <sup>-8</sup>	3,0·10 <sup>-5</sup>	Na	1,0·10 <sup>-6</sup>	2,3·10 <sup>-3</sup>
B	1,0·10 <sup>-7</sup>	3,0·10 <sup>-4</sup>	N	5,0·10 <sup>-5</sup>	7,0·10 <sup>-3</sup>
Ba	2,0·10 <sup>-4</sup>	5,8·10 <sup>-4</sup>	Nb	6,0·10 <sup>-7</sup>	6,0·10 <sup>-7</sup>
Bi	3,0·10 <sup>-5</sup>	3,0·10 <sup>-5</sup>	Ni	4,0·10 <sup>-7</sup>	1,0·10 <sup>-4</sup>
Br	2,0·10 <sup>-7</sup>	5,0·10 <sup>-6</sup>	O	1,8·10 <sup>-3</sup>	1,8·10 <sup>-3</sup>
Cd	1,0·10 <sup>-7</sup>	3,0·10 <sup>-4</sup>	Pb	1,0·10 <sup>-4</sup>	1,0·10 <sup>-4</sup>
Cr	1,0·10 <sup>-7</sup>	1,0·10 <sup>-4</sup>	Sb	2,0·10 <sup>-7</sup>	1,1·10 <sup>-6</sup>
Co	1,0·10 <sup>-8</sup>	1,0·10 <sup>-5</sup>	Sc	4,0·10 <sup>-9</sup>	3,0·10 <sup>-7</sup>
Cl	1,0·10 <sup>-5</sup>	3,9·10 <sup>-3</sup>	Se	3,0·10 <sup>-8</sup>	1,4·10 <sup>-7</sup>
Cs	2,0·10 <sup>-8</sup>	2,0·10 <sup>-5</sup>	Si	5,0·10 <sup>-5</sup>	4,7·10 <sup>-3</sup>
Ca	4,0·10 <sup>-6</sup>	1,0·10 <sup>-2</sup>	Sm	1,0·10 <sup>-8</sup>	3,0·10 <sup>-3</sup>
Cu	1,0·10 <sup>-7</sup>	1,4·10 <sup>-4</sup>	Sn	1,0·10 <sup>-4</sup>	1,0·10 <sup>-4</sup>
Eu	2,5·10 <sup>-6</sup>	3,0·10 <sup>-5</sup>	Sr	9,6·10 <sup>-5</sup>	1,1·10 <sup>-4</sup>
Fe	1,0·10 <sup>-6</sup>	1,7·10 <sup>-2</sup>	Th	3,0·10 <sup>-8</sup>	2,0·10 <sup>-5</sup>
Gd	1,0·10 <sup>-8</sup>	3,0·10 <sup>-3</sup>	Ti	6,0·10 <sup>-7</sup>	1,0·10 <sup>-4</sup>
H	1,1·10 <sup>-3</sup>	1,1·10 <sup>-3</sup>	U	1,0·10 <sup>-6</sup>	2,0·10 <sup>-5</sup>
Hg	2,5·10 <sup>-6</sup>	2,9·10 <sup>-6</sup>	V	1,0·10 <sup>-6</sup>	3,0·10 <sup>-4</sup>
Hf	1,0·10 <sup>-8</sup>	1,0·10 <sup>-4</sup>	W	4,0·10 <sup>-6</sup>	4,0·10 <sup>-4</sup>
K	3,0·10 <sup>-6</sup>	2,5·10 <sup>-3</sup>	Zn	1,0·10 <sup>-6</sup>	8,1·10 <sup>-4</sup>
Li	4,0·10 <sup>-8</sup>	1,0·10 <sup>-3</sup>	Zr	1,0·10 <sup>-6</sup>	7,0·10 <sup>-4</sup>

Индексы чувствительности Соболя вычислялись для активности облученного графита на конец облучения, через 20 лет (для оценки в период возможных работ по выводу из эксплуатации реакторной установки) и через 500 лет выдержки (для долгосрочного прогноза) (табл. 3). Так как индексы первого порядка ( $S^1$ ) и полного вклада ( $S^T$ ) практически совпадают, в табл. 3 представлены только последние, а дополнительный анализ разницы индексов не проводится.

Содержание углерода явным образом не варьировалось, поскольку данный элемент является основным, его содержание определялось в зависимости от содержаний элементов, представленных в табл. 2.

Таблица 3. Индексы чувствительности Соболя для активности облученного графита к содержанию примесей

Изотоп	Время выдержки		
	1 с	20 лет	500 лет
Li	0,91	0,99	–
Co	0,09	0,002	–
N	–	–	0,48
Cl	–	–	0,54

Несмотря на присутствие в необлученном реакторном графите в малых количествах в виде примесей урана, тория и других элементов, они не вносят большой вклад в его интегральную активность после облучения.

Выявлено, что на расчетное значение этой характеристики для графита при временах выдержки до 20 лет преобладающий эффект (индексы порядка 0,90–0,99) оказывает содержание лития и гораздо меньший, хотя тоже заметный (до 0,09), кобальта. На интегральную активность на 500 лет почти одинаково существенно влияют содержания хлора и азота. Ее высокая чувствительность к количеству данных элементов объясняется тем, что они являются родительскими для значимых доминантных радионуклидов <sup>14</sup>C, <sup>36</sup>Cl, <sup>3</sup>H, <sup>60</sup>Co, образующихся в результате облучения графита. Краткий анализ путей образования данных изотопов приведен далее.

Расчетная интегральная активность облученного графита при заданных неопределенностях состава меняется в пределах ±44% на начало выдержки, ±54% – на 20 лет, ±8% – на 500 лет от своих средних значений. Следовательно, значимую роль в ее оценках будет играть уточнение элементного состава необлученного графита и неопределенностей содержания примесных элементов в нем.

На рис. 6 представлен график зависимости удельной активности доминантных нуклидов от времени выдержки. По результатам расчетов активность облученного графита определяется от начала выдержки и до 100 лет изотопом <sup>3</sup>H, далее – <sup>14</sup>C. При этом значительный вклад в суммарную по всем нуклидам удельную активность вносят также изотопы <sup>36</sup>Cl и <sup>60</sup>Co. Этот вывод согласуется с работами [41], [47], в которых отмечено, что интегральная активность определяется в основном <sup>14</sup>C, <sup>36</sup>Cl, <sup>3</sup>H, <sup>60</sup>Co, причем на времена выдержки до 20–40 лет основной вклад дают <sup>3</sup>H, <sup>60</sup>Co, а на 500–1000 лет – <sup>14</sup>C и <sup>36</sup>Cl.

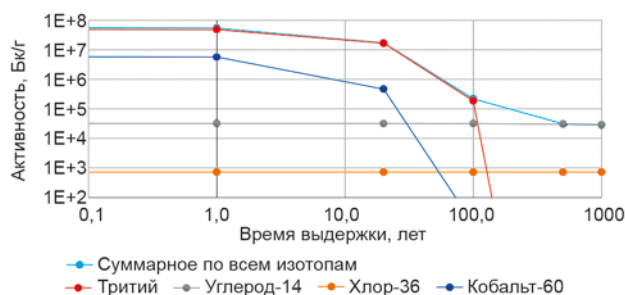


Рис. 6. Зависимости удельных активностей доминантных нуклидов и суммарного значения по всем изотопам для облученного графита от времени выдержки

Влияние на расчетную величину активности облученного графита начального содержания лития, хлора, азота и кобальта в необлученном графите может объясняться следующими соображениями:

1. Основным путем образования  $^{60}\text{Co}$  является радиационный захват нейтрона изотопом  $^{59}\text{Co}$ , содержащимся в виде примеси в графите. Начальная концентрация кобальта в необлученном графите будет влиять на величину активности от начала выдержки и до 50 лет.

2. Чаще всего причиной появления трития при облучении графита потоком нейтронов является реакция  $^6\text{Li} (n, t)$ , поэтому при временах выдержки 1 с и 20 лет наблюдается высокая чувствительность интегральной активности облученного графита к исходному содержанию в нем лития. Также необходимо учитывать и большой разброс его количества, который тоже может сильно повлиять на вклад в неопределенность результирующей активности. Принимая во внимание, что реакция  $^6\text{Li} (n, t)$  является стандартной в измерениях нейтронных сечений, т. е. ее сечение известно с хорошей точностью [48], можно говорить, что на начало выдержки основным источником неопределенности активности облученного графита будет неопределенность начального содержания лития, а не ядерные данные.

3. Долгоживущий  $^{36}\text{Cl}$  в графите появляется при облучении — реакция  $^{35}\text{Cl} (n, \gamma) ^{36}\text{Cl}$ , следовательно, начальное содержание его родительского изотопа  $^{35}\text{Cl}$  в необлученном графите может повлиять на величину активности при временах выдержек после 100 лет.

4. Образование  $^{14}\text{C}$  — это реакция  $^{14}\text{N} (n, p) ^{14}\text{C}$ , она имеет высокое сечение взаимодействия нейтронов с ядром  $^{14}\text{N}$  (1800 мбарн), которое хорошо известно [49], поэтому можно предположить, что с большой вероятностью основным источником неопределенности в количестве образующегося  $^{14}\text{C}$  может быть исходное содержание азота в графите. В данном случае учитывается только тот азот, который может входить в состав необлученного графита в виде примеси. Влияние образования  $^{14}\text{C}$  за счет облучения ядер азота, присутствующего в газовой смеси, требует отдельного рассмотрения.

## Заключение

В результате проведенной работы выполнен анализ чувствительности методом Соболя и выявлены входные параметры, варьирование которых наибольшим образом влияет на расчетные значения активности и радионуклидного

состава облученных материалов (ОЯТ и реакторного графита). С целью исследования закономерностей, объясняющих и подтверждающих итоги анализа чувствительности двух рассмотренных моделей, дополнительно проведено изучение путей образования изотопов. Оценка полученных результатов показала их адекватность происходящим физическими процессам.

Таким образом, анализ первой модели — облучения ОЯТ ВВЭР-440 — позволяет сделать следующие выводы:

- неопределенности содержаний  $^{234}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$  в топливе сильно влияют на прогноз содержания в ОЯТ значимых для долговременной безопасности радионуклидов, таких как  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228,229,230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{232,233,234}\text{U}$ . Оцененные количества изотопов  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{234}\text{U}$  в ОЯТ ВВЭР-440 на конец облучения изменяются в пределах  $\pm(36-41)\%$  от своих средних значений в зависимости от значений соответствующих исходных содержаний изотопов урана с учетом рассмотренных для них неопределенностей;
- измеренные содержания  $^{234}\text{U}$ , несмотря на имеющиеся расхождения, попадут в интервал  $(\mu \pm 1\sigma)$  полученных расчетных значений при учете в оценках неопределенности его начального количества в топливе;
- рассмотренные неопределенности состава топлива, времени облучения и плотности потока нейтронов незначительно влияют на расчетные интегральные радиационные характеристики (активности и энерговыделения) — они меняются в пределах  $\pm 3\%$  от своих средних значений;
- на примере анализа путей образования  $^{235}\text{U}$  и  $^{231}\text{Pa}$  показана адекватность полученных результатов и их соответствие происходящим физическими процессам.

По итогам исследований второй модели — облучения реакторного графита — можно сделать следующие выводы:

- неопределенность состава играет большую роль в оценках интегральной активности облученного графита, ее расчетные значения при заданных диапазонах варьирования исходного состава изменяются в пределах  $\pm 44\%$  — на начало выдержки,  $\pm 54\%$  — на 20 лет,  $\pm 8\%$  — на 500 лет выдержки от своих средних величин;
- значение интегральной активности облученного графита наиболее чувствительно к содержанию лития, кобальта, хлора и азота. Это объясняется тем, что соответствующие элементы являются родительскими для образующихся доминантных радионуклидов  $^{14}\text{C}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ;

- несмотря на присутствие в необлученном реакторном графите примесей урана, тория и других элементов, они не вносят большой вклад в неопределенность интегральной активности облученного графита;
- на начало выдержки с большой вероятностью основным источником неопределенности прогноза активности облученного графита будет неопределенность исходного содержания лития, а не ядерные данные, но данное предположение требует проверки;
- основными источниками неопределенности расчетного количества  $^{36}\text{Cl}$  и  $^{14}\text{C}$  в облученном графите будут неопределенности их начальных содержаний в необлученном графите;
- необходимо уточнение элементного состава необлученного графита, а именно содержаний в нем примесных элементов, таких как литий, кобальт, хлор и азот, и их неопределенностей.

В данной работе показано, что недостаточность информации о содержаниях элементов/изотопов в составе материала приводит к большим относительным стандартным отклонениям как содержаний радионуклидов  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$  и  $^{234}\text{U}$  в ОЯТ ВВЭР-440 (до 40%), так и интегральной активности реакторного графита (до 55%). В связи с большой значимостью соответствующих параметров можно осторожно предположить, что в некоторых случаях вклад от неопределенности состава может превышать вклад от неопределенности ядерных данных, тем не менее данное утверждение требует проверки.

Выводы из анализа полученных результатов подтверждаются закономерностями поведения нуклидов и физикой процессов, а также согласуются с данными ранее проведенных исследований. В случае ОЯТ получены более высокие неопределенности прогноза характеристик отдельных нуклидов и менее существенные для расчетных интегральных характеристик. Это говорит о том, что для рассмотренных отдельных нуклидов ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{228,229,230}\text{Th}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{232,233,234}\text{U}$ ) оценки необходимо провести с уточнением диапазонов варьирования содержаний нуклидов  $^{234}\text{U}$  и  $^{236}\text{U}$ , а консервативные оценки их содержаний (или их неучет) приведут к разбросам расчетных оценок для отдельных нуклидов до 40%. В случае оценок интегральных характеристик, если уточнение параметров не будет проведено, для данных входных параметров можно задать их средние значения, а погрешность расчета консервативно принять равной 10% ( $3\sigma$ ).

В случае с облученным реакторным графитом для корректной оценки его расчетной

активности в период до 100 лет выдержки важно уточнить диапазоны содержаний лития и кобальта в составе необлученного графита. Такая работа по анализу состава необлученного графита проводилась в рамках расчетов активации облученного графита Игналинской АЭС [42]–[44], но по результатам их измерений литий в начальном составе графита либо не был обнаружен, либо не измерялся, а его присутствие отмечено только в работах российских авторов [41], [47]. В данном случае, для уменьшения неопределенности оценок активности облученного реакторного графита, достаточным условием является уточнение диапазонов содержаний лития и кобальта в начальном составе графита на основе анализа и экспертных оценок имеющихся экспериментальных данных.

### Литература

1. *Cunningham M. E., Hann C. R., Olsen A. R.* Uncertainty analysis and thermal stored energy calculations in nuclear fuel rods // *Nuclear Technology*. 1980. Vol. 47. No. 3. Pp. 457–467. DOI: 10.13182/NT80-A32400.
2. Best estimate safety analysis for nuclear power plants: uncertainty evaluation. Safety reports series. No. 52. — IAEA, Vienna, 2008. 199 p.
3. *Bouloré A., Struzik C., Gaudier F.* Uncertainty and sensitivity analysis of the nuclear fuel thermal behavior // *Nuclear Engineering and Design*. 2012. Vol. 253. Pp. 200–210. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2012.08.017.
4. *Ikonen T., Tulkki V.* The importance of input interactions in the uncertainty and sensitivity analysis of nuclear fuel behavior // *Nuclear Engineering and Design*. 2014. Vol. 275. Pp. 229–241. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.05.015.
5. *Marchand O., Zhang J., Cherubini M.* Uncertainty and sensitivity analysis in reactivity-initiated accident fuel modeling: synthesis of organisation for economic co-operation and development (OECD)/nuclear energy agency (NEA) benchmark on reactivity-initiated accident codes phase-II // *Nuclear Engineering and Technology*. 2018. Vol. 50. No. 2. Pp. 280–291. DOI: 10.1016/j.net.2017.12.007.
6. *Vrban B., Čerba Š., Lüley J. et al.* Evaluation of cross section and fission yields induced uncertainty in the VVER-440 burnup calculation // *NENE2020: Proceedings of the International Conference Nuclear Energy for New Europe (Portorož, Slovenia, 7–10 September, 2020)*. — Ljubljana, Slovenia, Nuclear Society of Slovenia, 2020.
7. *Писарев А. Н., Колесов В. В.* Исследование переноса неопределенностей в ядерных данных на ядерные концентрации нуклидов в расчетах

- выгорания // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2020. Т. 2020. № 2. С. 108—121. DOI: 10.26583/npe.2020.2.10.
8. Faure Q., Delipei G., Petruzzi A. et al. Fuel performance uncertainty quantification and sensitivity analysis in the presence of epistemic and aleatoric sources of uncertainties // *Frontiers in Energy Research*. 2023. Vol. 11. P. 1112978. DOI: 10.3389/fenrg.2023.1112978.
9. Rochman D. A., Álvarez-Velarde F., Dagan R. et al. On the estimation of nuclide inventory and decay heat: a review from the EURAD European project // *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*. 2023. Vol. 9. P. 14. DOI: 10.1051/epjn/2022055.
10. Caruso S. From a conservative approach to a BEPU implementation for spent nuclear fuel characterisation and safety assessment from the perspective of geological disposal. Proceedings of ANS Best Estimate Plus Uncertainty Conference (BEPU 2018). Italy, Real Collegio Lucca, May 13—19, 2018.
11. Shama A., Rochman D., Pudollek S. et al. Uncertainty analyses of spent nuclear fuel decay heat calculations using SCALE modules // *Nuclear Engineering and Technology*. 2021. Vol. 53. No. 9. Pp. 2816—2829. DOI: 10.1016/j.net.2021.03.013.
12. Shama A., Caruso S., Rochman D. Analyses of the bias and uncertainty of SNF decay heat calculations using Polaris and ORIGEN // *Frontiers in Energy Research*. 2023. Vol. 11. P. 1161076. DOI: 10.3389/fenrg.2023.1161076.
13. НП-055-14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности. Утв. приказом Ростехнадзора № 379 от 22.08.2014, в ред. приказов Ростехнадзора № 582 от 22.11.2018, № 163 от 18.05.2022. — М. : ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 2022.
14. РБ-003-21. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Оценка долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения радиоактивных отходов. Утв. приказом Ростехнадзора № 101 от 19.03.2021. — М. : ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», 2021.
15. Захоронение радиоактивных отходов. Серия норм безопасности МАГАТЭ. Конкретные требования безопасности. No. SSR-5. — Вена, МАГАТЭ, 2011.
16. Hu J., Gauld I. C. Impact of nuclear data uncertainties on calculated spent fuel nuclide inventories and advanced NDA instrument response // *ESARDA Bulletin*. 2014. Vol. 51. Pp. 9—18.
17. Rochman D. A., Vasiliev A., Dokhane A., Ferroukhi H. Uncertainties for Swiss LWR spent nuclear fuels due to nuclear data // *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*. 2018. Vol. 4. P. 6. DOI: 10.1051/epjn/2018005.
18. Herrero J. J., Rochman D., Leray O. et al. Impact of nuclear data uncertainty on safety calculations for spent nuclear fuel geological disposal // *EPJ Web of Conferences*. 2017. Vol. 146. P. 09028. DOI: 10.1051/epjconf/201714609028.
19. 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 // *KnE Engineering*. 2018. Vol. 3. No. 3. P. 261. DOI: 10.18502/keg.v3i3.1625.
20. 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: 10.13182/NSE09-106.
21. Rochman D., Koning A. J., Da Cruz D. F. Propagation of  $^{235,236,238}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  nuclear data uncertainties for a typical PWR fuel Element // *Nuclear Technology*. 2012. Vol. 179. No. 3. Pp. 323—338. DOI: 10.13182/NT11-61.
22. Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачёв И. В. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеристики радионуклидного состава РАО и ОЯТ // *Радиоактивные отходы*. 2018. № 2 (3). С. 95—104.
23. Расчетный комплекс для учета неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности MOUSE. Версия 1.0 : Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ: RU 2022667451 / А. С. Нужный, Е. А. Савельева-Трофимова, В. С. Свительман и др. — Москва, 2022.
24. Аракелян А. А., Блохин А. И., Блохин П. А. и др. Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач обращения с ОЯТ и РАО // *Радиоактивные отходы*. 2022. № 3(20). С. 107—116. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-3-107-116.
25. Блохин А. И., Блохин П. А., Казиева С. Т. Применение расчетного кода TRACT для оценок радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО класса 1 // *Радиоактивные отходы*. 2020. № 4 (13). С. 99—111. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-99-111.
26. Блохин А. И., Блохин П. А., Казиева С. Т., Сипачёв И. В. Валидация программы нуклидной кинетики TRACT для оценки радиационных характеристик ОЯТ и РАО // *Радиоактивные отходы*. 2022. № 4 (21). С. 48—57. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-4-48-57.
27. Sublet J.-Ch., Packer L. W., Kopecky J., Forrest R. A., Koning A. J., Rochman D. A. The European Activation File: EAF-2010 neutron-induced cross section library. EASY Documentation Series, Report CCFE-R (10) 05, UK, 2010.

28. Packer L. W., Sublet J.-Ch. The European Activation File: EAF-2010 decay data library, CCFE-R (10) 02, 2010.
29. Koning A., Forrest R., Kellett M., Mills R., Henriksen H., Rugama Y. JEFF Report 21: The JEFF-3.1 Nuclear Data Library. 2006.
30. Chadwick M. B., Herman M., Obložinský P. et al. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data // Nuclear Data Sheets. 2011. Vol. 112. No. 12. Pp. 2887–2996. DOI: 10.1016/j.nds.2011.11.002.
31. Савельева Е. А., Свительман В. С. Обращение с неопределенностями в задачах расчетного обоснования долговременной безопасности // Радиоактивные отходы. 2022. № 3 (20). С. 61–71. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-3-61-71.
32. Расчетный комплекс для учета неопределенностей численного моделирования в задачах обоснования безопасности. Учебная версия. MOUSE-e2: Учебное пособие. — М. : ИБРАЭ РАН, 2024. 82 с.
33. Global sensitivity analysis: the primer. Global sensitivity analysis / ed. A. Saltelli. — Chichester, England, Hoboken, NJ, John Wiley, 2008. 292 p.
34. Saltelli, A., Annoni, P., Azzini, I. et al. Variance based sensitivity analysis of model output. Design and estimator for the total sensitivity index // Computer Physics Communications. 2010. Vol. 181, Pp. 259–270. DOI: 10.1016/j.cpc.2009.09.018.
35. Блохин П. А., Самойлов А. А. Радиологически значимые радионуклиды в составе РАО АЭС в контексте долговременной безопасности // Экологическая и радиационная безопасность объектов атомной энергетики: Материалы IV научно-практической конференции (18–19 октября 2017 г.). – Калининград : ООО "Издательский дом «РОСТ-ДАОФК», 2017. С. 22–25.
36. Блохин П. А. Расчетное моделирование радиационных характеристик объектов ядерной техники на заключительных стадиях их жизненного цикла : диссертация к. т. н. : 05.14.03. — Москва : Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2019. 120 с.
37. Соловьев Г. С., Сапрыгин А. В., Израилевич И. С., Макаров А. А. Определение содержания  $^{234}\text{U}$  в уране разных месторождений // Атомная энергия. 2002. Т. 92. № 4. С. 287–291.
38. Černe S. et al. Reactivity and isotopic composition of spent PWR (pressurized-water-reactor) fuel as a function of initial enrichment, burnup, and cooling time. 1987. DOI: 10.2172/5561567.
39. Jardine L. J. Radiochemical assays of irradiated VVER-440 fuel for use in spent fuel burnup credit activities : UCRL-TR-212202. — Livermore, CA, USA, Lawrence Livermore National Laboratory, 2005. DOI: 10.2172/15016256.
40. SCALE 5 isotopic prediction for VVER-440 spent fuel / Workshop on the Need for Post-irradiation Experiments to Validate Fuel Depletion Calculation Methodologies, 11–12 May 2006, Nuclear Research Institute Rez, plc Rez, Czech Republic. Report NEA/NSC/DOC(2006)31, 23-Jan-2007. — URL: <https://www.oecd-nea.org/science/docs/2006/nsc-doc2006-31.pdf>.
41. Виргульев Ю. С. Примеси в реакторном графите и его работоспособность // Атомная энергия. 1998. Т. 84. № 1. С. 7–16.
42. Poncet B., Petit L. Method to assess the radionuclide inventory of irradiated graphite waste from gas-cooled reactors // Radioanal. Nucl. Chem. 2013. Vol. 298. No. 2. Pp. 941–953. DOI: 10.1007/s10967-013-2519-6.
43. Plukienė R., Lagzdina E., Juodis L., Plukis A., Puzas A., Gvozdaitė R., Ridikas D. Investigation of Impurities of RBMK Graphite by Different Methods // Radiocarbon. 2018. Vol. 60. No. 6. Pp. 1861–1870. DOI: 10.1017/RDC.2018.93.
44. Smaizys A., Narkunas E., Poskas P. Evaluation of neutron activation processes in rbmk-1500 reactor's graphite // Lithuanian Journal of Physics. 2004. Vol. 43. No. 6. Pp. 499–503.
45. Бушуев А. В., Зубарев В. Н., Прошин И. М. Состав и содержание примесей в графите промышленных реакторов // Атомная энергия. 2002. Т. 92. № 4. С. 298–302.
46. Свойства конструкционных материалов на основе углерода: Справочник / Под ред. канд. техн. наук В. П. Соседова. — М. : Металлургия, 1975. 335 с.
47. Былкин Б. К., Давыдова Г. Б., Краюшкин А. В., Шапошников В. А. Расчетные оценки радиационных характеристик облученного графита после окончательного останова АЭС с РБМК // Атомная энергия. 2004. Т. 96. № 6. С. 451–457.
48. Павлюк А. О. Технические решения и опыт АО «ОДЦ УТР» по обращению с облученным графитом при выводе из эксплуатации // Международный общественный форум-диалог и выставка «АтомЭко 2017», Москва, 21–22 ноября 2017 г. — М. : АО «ОДЦ УТР», 2017.
49. Pronyaev V. G. et al. Status of the international neutron cross-section standards file // AIP Conference Proceedings. Santa Fe, NM, USA, 26 September — 1 October 2004. — Santa Fe, NM, 2005. P. 808–815. DOI: 10.1063/1.1945130.
50. Wagemans J., Wagemans C., Goeminne G., Geltenbort P. Experimental determination of the  $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$  reaction cross section for thermal neutrons // Physical Review C: Nuclear Physics. 2000. Vol. 61. No. 6. P. 064601. DOI: 10.1103/PhysRevC.61.064601.

## Информация об авторах

Казиева Сабина Темергалиевна, научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: kazieva@ibrae.ac.ru.

Свительман Валентина Семеновна, кандидат физико-математических наук, научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Б. Тульская ул., д. 52), e-mail: svitelman@ibrae.ac.ru.

Блохин Павел Анатольевич, кандидат технических наук, заведующий отделом, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: blokhin@ibrae.ac.ru.

## Библиографическое описание статьи

Казиева С. Т., Свительман В. С., Блохин П. А. Анализ чувствительности активности и состава облученных материалов к входным параметрам // Радиоактивные отходы. 2025. № 2 (31). С. 27–44. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-2-27-44.

---

## ACTIVITY AND COMPOSITION OF IRRADIATED MATERIALS: ASSESSMENT OF THEIR SENSITIVITY TO INPUT PARAMETERS

**Kazieva S. T., Svitelman V. S., Blokhin P. A.**

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

Article received on January 14, 2025

*The paper evaluates the influence of the input data uncertainties on the radiation characteristics and composition of spent nuclear fuel (SNF) and radioactive waste (RW). Multivariate calculations were performed in the nuclide kinetics TRACT software and the uncertainty management MOUSE software package. Based on these calculations, the paper evaluates the specific activity and composition of SNF irradiated in a WWER-440 reactor and the specific activity of reactor graphite irradiated in a RBMK-1000 reactor in terms of their sensitivity to the input parameters (initial composition of materials and irradiation history).*

**Keywords:** *sensitivity assessment, uncertainty analysis, radiation characteristics, activity, radionuclide composition, radioactive waste, spent nuclear fuel, WWER-440, RBMK-1000.*

## References

1. Cunningham M. E., Hann C. R., Olsen A. R. Uncertainty analysis and thermal stored energy calculations in nuclear fuel rods. *Nuclear Technology*, 1980, vol. 47, no. 3, pp. 457–467. DOI: 10.13182/NT80-A32400.
2. Best estimate safety analysis for nuclear power plants: uncertainty evaluation. Safety reports series. No. 52. — IAEA, Vienna, 2008. 199 p.

3. Bouloré A., Struzik C., Gaudier F. Uncertainty and sensitivity analysis of the nuclear fuel thermal behavior. *Nuclear Engineering and Design*, 2012, vol. 253, pp. 200–210. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2012.08.017.
4. Ikonen T., Tulkki V. The importance of input interactions in the uncertainty and sensitivity analysis of nuclear fuel behavior. *Nuclear Engineering and Design*, 2014, vol. 275, pp. 229–241. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2014.05.015.
5. Marchand O., Zhang J., Cherubini M. Uncertainty and sensitivity analysis in reactivity-initiated accident fuel modeling: synthesis of organisation for economic co-operation and development (OECD)/nuclear energy agency (NEA) benchmark on reactivity-initiated accident codes phase-II. *Nuclear Engineering and Technology*, 2018, vol. 50, no. 2, pp. 280–291. DOI: 10.1016/j.net.2017.12.007.
6. Vrban B., Čerba Š., Lüley J. et al. Evaluation of cross section and fission yields induced uncertainty in the VVER-440 burnup calculation. *NENE2020: Proceedings of the International Conference Nuclear Energy for New Europe* (Portorož, Slovenia, 7–10 September, 2020). — Ljubljana, Slovenia, Nuclear Society of Slovenia Publ., 2020.
7. Pisarev A. N., Kolesov V. V. Issledovanie perenosa neopredelennostey v yadernykh dannyykh na yadernye kontsentratsii nuklidov v raschetakh vygoraniya [A Study into the Propagation of the Uncertainties in Nuclear Data to the Nuclear Concentrations of Nuclides in Burn-Up Calculations]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika — Nuclear Energy and Technology*, 2020, no. 2, pp. 108–121. DOI: 10.26583/npe.2020.2.10.
8. Faure Q., Delipei G., Petruzzi A. et al. Fuel performance uncertainty quantification and sensitivity analysis in the presence of epistemic and aleatoric sources of uncertainties. *Frontiers in Energy Research*, 2023, vol. 11, p. 1112978. DOI: 10.3389/fenrg.2023.1112978.
9. Rochman D. A., Álvarez-Velarde F., Dagan R. et al. On the estimation of nuclide inventory and decay heat: a review from the EURAD European project. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*, 2023, vol. 9, p. 14. DOI: 10.1051/epjn/2022055.
10. Caruso S. From a conservative approach to a BEPU implementation for spent nuclear fuel characterisation and safety assessment from the perspective of geological disposal. Proceedings of ANS Best Estimate Plus Uncertainty Conference (BEPU 2018). Italy, Real Collegio Lucca, May 13–19, 2018.
11. Shama A., Rochman D., Pudollek S. et al. Uncertainty analyses of spent nuclear fuel decay heat calculations using SCALE modules. *Nuclear Engineering and Technology*, 2021, vol. 53, no. 9, pp. 2816–2829. DOI: 10.1016/j.net.2021.03.013.
12. Shama A., Caruso S., Rochman D. Analyses of the bias and uncertainty of SNF decay heat calculations using Polaris and ORIGEN. *Frontiers in Energy Research*, 2023, vol. 11, p. 1161076. DOI: 10.3389/fenrg.2023.1161076.
13. NP-055-14. *Zakhoroneniye radioaktivnykh otkhodov. Printsipy, kriterii i osnovnyye trebovaniya bezopasnosti : Federal'nyye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoy energii* [Disposal of radioactive waste. Principles, criteria and basic safety requirements: Federal norms and rules in the field of atomic energy use]. Approved by Rostekhnadzor order No. 379 of August 22, 2014: as amended by Rostekhnadzor orders No. 582 of November 22, 2018, No. 163 of May 18, 2022. Moscow, Federal State Budgetary Institution Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety Publ., 2022.
14. RB-003-21. *Otsenka dolgovremennoy bezopasnosti punktov glubinnogo zakhoroneniya radioaktivnykh otkhodov: Rukovodstvo po bezopasnosti pri ispol'zovanii atomnoy energii* [Long-term safety assessment of deep disposal facilities for radioactive waste: Safety Guide for atomic energy use]. Approved by Rostekhnadzor order No. 101 of March 19, 2021. Moscow, Federal State Budgetary Institution Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety Publ., 2021.
15. *Disposal of Radioactive Waste*. IAEA Safety Standards Series: Specific Safety Requirements No. SSR-5. Vienna, IAEA Publ., 2011.
16. Hu J., Gauld I. C. Impact of nuclear data uncertainties on calculated spent fuel nuclide inventories and advanced NDA instrument response. *ESARDA Bulletin*, 2014, vol. 51, pp. 9–18.
17. Rochman D. A., Vasiliev A., Dokhane A., Ferroukhi H. Uncertainties for Swiss LWR spent nuclear fuels due to nuclear data. *EPJ Nuclear Sciences & Technologies*, 2018, vol. 4, p. 6. DOI: 10.1051/epjn/2018005.
18. Herrero J. J., Rochman D., Leray O. et al. Impact of nuclear data uncertainty on safety calculations for spent nuclear fuel geological disposal. *EPJ Web of Conferences*, 2017, vol. 146, p. 09028. DOI: 10.1051/epjconf/201714609028.
19. 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. *KnE Engineering*, 2018, vol. 3, no. 3, p. 261. DOI: 10.18502/keg.v3i3.1625.
20. 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: 10.13182/NSE09-106.
21. Rochman D., Koning A. J., Da Cruz D. F. Propagation of <sup>235,236,238</sup>U and <sup>239</sup>Pu nuclear data uncertainties for a typical PWR fuel Element.

- Nuclear Technology*, 2012, vol. 179, no. 3, pp. 323–338. DOI: 10.13182/NT11-61.
22. Blokhin A. I., Blokhin P. A., Sipachev I. V. Vozmozhnosti raschetnogo koda TRACT dlya resheniya zadach kharakterizatsii radionuklidnogo sostava RAO i OYAT [Capabilities code TRACT to solve problems of characterization radioactive waste and spent fuel]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2018, no. 2 (3), pp. 95–104.
23. *Raschetnyy kompleks dlya ucheta neopredelennostey chislennogo modelirovaniya v zadachakh obosnovaniya bezopasnosti MOUSE. Versiya 1.0: Svidetel'stvo o gosudarstvennoy registratsii programmy dlya EVM: RU 2022667451* [Calculation package MOUSE accounting for the numerical modeling uncertainties in the safety assessment. Version 1.0: State registration certificate for computer software: RU 2022667451]. A. S. Nuzhny, E. A. Saveleva-Trofimova, V. S. Svitelman et al. Moscow, 2022.
24. Arakelyan A. A., Blokhin A. I., Blokhin P. A. et al. Razvitie programmnoy kompleksa KORIDA i opyt ego primeneniya pri reshenii zadach obrashcheniya s OYAT i RAO. [Refinement of KORIDA software complex and its application in addressing SNF and RW management problems]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2022, no. 3(20), pp. 107–116. DOI 10.25283/2587-9707-2022-3-107-116.
25. Blokhin A. I., Blokhin P. A., Kazieva S. T. Primeniye raschetnogo koda TRACT dlya otsenok radionuklidnykh sostavov i radiatsionnykh kharakteristik OYAT i RAO klassa 1 [TRACT Computer Code Application in the Assessment of SNF and RW Class 1 Radionuclide Compositions and Radiation Characteristics]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2020, no. 4 (13), pp. 99–111. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-99-111.
26. Blokhin A. I., Blokhin P. A., Kazieva S. T., Sipachev I. V. Validatsiya programmy nuklidnoy kinetiki TRACT dlya otsenki radiatsionnykh kharakteristik OYAT i RAO [Validation of Nuclide Kinetics Code TRACT for the Assessment of SNF and RW Radiation Characteristics]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2022, no. 4 (21), pp. 48–57. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-4-48-57.
27. Sublet J.-Ch., Packer L. W., Kopecky J., Forrest R. A., Koning A. J., Rochman D. A. The European Activation File: EAF-2010 neutron-induced cross section library. EASY Documentation Series, Report CCFE-R (10) 05, UK, 2010.
28. Packer L. W., Sublet J.-Ch. The European Activation File: EAF-2010 decay data library, CCFE-R (10) 02, 2010.
29. Koning A., Forrest R., Kellett M., Mills R., Henriksson H., Rugama Y. JEFF Report 21: The JEFF-3.1 Nuclear Data Library. 2006.
30. Chadwick M. B., Herman M., Obložinský P. et al. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: cross sections, covariances, fission product yields and decay data. *Nuclear Data Sheets*, 2011, vol. 112, no. 12, pp. 2887–2996. DOI: 10.1016/j.nds.2011.11.002.
31. Saveleva E. A., Svitelman V. S. Obrashcheniye s neopredelennostyami v zadachakh raschetnogo obosnovaniya dolgovremennoy bezopasnosti [Uncertainty management in the context of long-term safety assessment]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2022, no. 3 (20), pp. 61–71. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-3-61-71.
32. *Raschetnyy kompleks dlya ucheta neopredelennostey chislennogo modelirovaniya v zadachakh obosnovaniya bezopasnosti. Uchebnaya versiya* [Calculation software designed to account for the numerical modeling uncertainties in the safety assessment]. Educational version. MOUSE-e2: Tutorial. Moscow, IBRAE RAS Publ., 2024. 82 p.
33. *Global sensitivity analysis: the primer*. Global sensitivity analysis / ed. A. Saltelli. Chichester, England, Hoboken, NJ, John Wiley, 2008. 292 p.
34. Saltelli, A., Annoni, P., Azzini, I. et al. Variance based sensitivity analysis of model output. Design and estimator for the total sensitivity index. *Computer Physics Communications*. 2010. Vol. 181, pp. 259–270. DOI: 10.1016/j.cpc.2009.09.018.
35. Blokhin P. A., Samoilov A. A. Radiologicheski znachimyye radionuklidy v sostave RAO AES v kontekste dolgovremennoy bezopasnosti [Radiologically significant radionuclides in the composition of NPP RW in the context of the long-term safety]. *Ekologicheskaya i radiatsionnaya bezopasnost' ob'yektov atomnoy energetiki: Materialy IV nauchno-prakticheskoy konferentsii* [Environmental and radiation safety of nuclear power facilities: Proceedings of the IV scientific and practical conference]. October 18–19, 2017. Kaliningrad, OOO Publishing House ROST-DOAFK Publ., 2017. Pp. 22–25.
36. Blokhin P. A. *Raschetnoye modelirovaniye radiatsionnykh kharakteristik ob'yektov yadernoy tekhniki na zaklyuchitel'nykh stadiyakh ikh zhiznennogo tsikla* [Calculation modeling focused on the radiation characteristics of nuclear engineering facilities at the final stages of their life cycle]. Cand. techn. sci. diss. Moscow, IBRAE RAS Publ., 2019. 120 p.
37. Soloviev G. S., Saprygin A. V., Izrailevich I. S., Makarov A. A. Opredeleniye soderzhaniya  $^{234}\text{U}$  v urane raznykh mestorozhdeniy [Evaluating the content of  $^{234}\text{U}$  in uranium from different deposits]. *Atomnaya energiya — Atomic energy*, 2002, vol. 92, no. 4, pp. 287–291.
38. Černe S. et al. Reactivity and isotopic composition of spent PWR (pressurized-water-reactor) fuel

- as a function of initial enrichment, burnup, and cooling time. 1987. DOI: 10.2172/5561567.
39. Jardine L. J. Radiochemical assays of irradiated VVER-440 fuel for use in spent fuel burnup credit activities : UCRL-TR-212202. Livermore, CA, USA, Lawrence Livermore National Laboratory, 2005. DOI: 10.2172/15016256.
40. SCALE 5 isotopic prediction for VVER-440 spent fuel / *Workshop on the Need for Post-irradiation Experiments to Validate Fuel Depletion Calculation Methodologies*, 11–12 May 2006, Nuclear Research Institute Rez, plc Rez, Czech Republic. Report NEA/NSC/DOC(2006)31, 23-Jan-2007. — URL: <https://www.oecd-nea.org/science/docs/2006/nsc-doc2006-31.pdf>.
41. Virgil'ev Yu. S. Primesi v reaktornom grafitе i yego rabotosposobnost' [Impurities in the reactor graphite and its serviceability]. *Atomnaya energiya — Atomic energy*, 1998, vol. 84, no. 1, pp. 7–16.
42. Poncet B., Petit L. Method to assess the radionuclide inventory of irradiated graphite waste from gas-cooled reactors. *Radioanal. Nucl. Chem.*, 2013, vol. 298, no. 2, pp. 941–953. DOI: 10.1007/s10967-013-2519-6.
43. Plukienė R., Lagzdina E., Juodis L., Plukis A., Puzas A., Gvozdaite R., Ridikas D. Investigation of Impurities of RBMK Graphite by Different Methods. *Radiocarbon.*, 2018, vol. 60, no. 6, pp. 1861–1870. DOI: 10.1017/RDC.2018.93.
44. Smaizys A., Narkunas E., Poskas P. Evaluation of neutron activation processes in rbmk-1500 reactor's graphite. *Lithuanian Journal of Physics*, 2004, vol. 43, no. 6, pp. 499–503.
45. Bushuev A. V., Zubarev V. N., Proshin I. M. Sostav i sodержaniye primesey v grafitе promyshlennykh rektorov [Composition and content of impurities in graphite of industrial reactors]. *Atomnaya energiya — Atomic energy*, 2002, vol. 92, no. 4, pp. 298–302.
46. *Svoystva konstruktsionnykh materialov na osnove grafita* [Properties of structural materials based on graphite]. Handbook edited by PhD in Technical Sciences V. P. Sosedov. Moscow, Metallurgiya Publ., 1975. 335 p.
47. Bylkin B. K., Davydova G. B., Krayushkin A. V., Shaposhnikov V. A. Raschetnyye otsenki radiatsionnykh kharakteristik obluchennogo grafita posle okonchatel'nogo ostanova AES s RBMK [Computational estimates of the radiation characteristics of irradiated graphite after final shutdown of a nuclear power plant with an RBMK reactor]. *Atomnaya energiya — Atomic energy*, 2004, vol. 96, no. 6, pp. 451–457.
48. Pavliuk A. O. *Tekhnicheskiye resheniya i opyt AO "ODTS UGR" po obrashcheniyu s obluchennym grafitom pri vyvode iz ekspluatatsii* [Engineering designs and experience of JSC PDC UGR in the management of irradiated graphite at the decommissioning stage]. Mezhdunarodnyy obshchestvennyy forum-dialog i vystavka "AtomEko 2017" [International public forum-dialogue and exhibition AtomEko 2017]. Moscow, November 21–22, 2017. Moscow, AO "ODTS UGR" Publ., 2017.
49. Pronyaev V. G. et al. Status of the international neutron cross-section standards file. *AIP Conference Proceedings*. Santa Fe, NM, USA, 26 September — 1 October 2004. Santa Fe, NM, 2005. P. 808–815. DOI: 10.1063/1.1945130.
50. Wagemans J., Wagemans C., Goeminne G., Geltenbort P. Experimental determination of the  $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$  reaction cross section for thermal neutrons. *Physical Review C: Nuclear Physics*, 2000, vol. 61, no. 6, p. 064601. DOI: 10.1103/PhysRevC.61.064601.

### Information about the authors

*Kazieva Sabina Temergalievna*, researcher associate, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: kazieva@ibrae.ac.ru.

*Svitelman Valentina Semenovna*, PhD, research associate, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: svitelman@ibrae.ac.ru.

*Blokhin Pavel Anatolievich*, Ph.D., head of department, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: blokhin@ibrae.ac.ru.

### Bibliographic description

Kazieva S. T., Svitelman V. S., Blokhin P. A. Activity and composition of irradiated materials: assessment of their sensitivity to input parameters. *Radioactive Waste*, 2025, no. 2 (31), pp. 27–44. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-2-27-44. (In Russian).