

прецизионных нейтронно-физических расчетов. — Атомная энергия, 2022, т. 133, вып. 4, с. 219—223. // **Mitenkova E.F., Novikov N.V., Solovjeva E.V.** One-Group Cross-Sections of High-Threshold Reactions for Precision Neutronics Calculations. — Atomic Energy, 2023, v. 133, № 4, p. 228—232.

7. **Митенкова Е.Ф., Соловьева Е.В., Кожевников Д.Ю.** Прецизионная программа MZK для расчета примесных

нуклидов в задачах нуклидной кинетики: Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2022-02, 2022. 17 с.

8. **The Joint** evaluated fission and fusion nuclear data library, jEFF-3.3. — Eur. Phys. J. A, 2020, v. 56, № 7, p. 181—288.

9. **ENDF-102** Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6. BNL-NCS-44945-01/04-Rev., 2001.

Поступила в Редакцию 20.04.23

УДК 621.039.553

## НУКЛИДНАЯ КИНЕТИКА ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

*Селезнев Е.Ф. (АО «ВНИИАЭС», г. Москва), Болдырев А.М. (НИЯУ «МИФИ», г. Москва),  
Ляпин Е.П. (Белоярская АЭС, г. Заречный)  
e-mail: e.f.seleznev@yandex.ru*

Для расчета движения теплоносителя в реакторе создан алгоритм, детали которого и приведены в настоящей статье.

**Уравнения выгорания нуклидов теплоносителя.** Отраслевой стандарт содержит ограничения на содержание в натриевом теплоносителе водорода, углерода, азота, кислорода, кремния, хлора, калия, кальция, железа, олова, цезия, бария и висмута [1]. Этим набором, а также натрием и определяется число нуклидов, отслеживаемых в расчетной программе.

Теплоноситель в отличие от других компонентов среды движется в реакторе по контуру. При массе натрия первого контура в БН-600, -800 соответственно 730 и 880 т согласно [2] и расходе 6945 и 8550 кг/с время цикла теплоносителя составляет 105 и 103 с соответственно при времени прохождения активной зоны за 0,5—1 с. Число циклов  $n$  определяется как отношение длительности микрокампании к времени цикла теплоносителя. При длительности микрокампании 150—165 сут число циклов составляет  $n \sim 130$ —145 тыс.

В расчетных программах реализованы итерационный с экспоненциальным моделированием приращения концентрации нуклидов BPSE и аналитический ASBE методы решения задачи [3]. В случае итерационного метода модуль BPSE запускается дважды на каждом шаге цикла  $n$  — сначала для состояния теплоносителя в активной зоне с учетом его взаимодействия с нейтронами среды, второй шаг учитывает лишь распад нуклидов. В случае аналитического ме-

тода модуль ASBE запускается лишь однажды. Для этого время процесса представляем состоящим из множества отрезков  $n$  длиной в один цикл  $(0, T)$ , включающий два отрезка длиной  $t$  и  $T - t$ . Предположим, что на первом отрезке скорость распада характеризуется величиной  $\alpha$ , моделируя, таким образом, воздействие поля нейтронов на нуклиды, и на обоих отрезках величиной  $\lambda$ , включающей данные о распаде. Тогда концентрация нуклида  $k$  к времени  $T$

$$y^k(T) = y^k(0) \exp(-\alpha^k t) \exp(-\lambda^k T),$$

т.е. концентрация нуклида  $k$  после множества отрезков  $n$

$$y_1^k(NT) = y_0^k(0) \exp(-\alpha^k Nt) \exp(-\lambda^k NT).$$

Приращение концентрации нуклида  $l$  за счет распада в него нуклида  $k$  с учетом распада этого приращения на отрезках  $(0, t)$  и  $(t, T)$  представится как

$$\Delta y_1^l(T) = y_0^k(0) \left\{ \lambda_{\alpha}^{k \rightarrow l} \frac{\exp(-\lambda^k t) - \exp[-(\lambda^l + \alpha^l)t]}{(\lambda^l + \alpha^l) - (\lambda^k + \alpha^k)} \times \right. \\ \times \exp(-\lambda^k t) + \lambda_{\lambda}^{k \rightarrow l} \exp[-(\lambda^l + \alpha^l)t] \exp(-\lambda^k t) \times \\ \left. \frac{\exp[-\lambda^k (T - t)] - \exp[-\lambda^l (T - t)]}{(\lambda^l - \lambda^k)} \right\}. \quad (1)$$

Приращение концентрации нуклида  $l$  от нуклида  $k$  к моменту  $NT$  будет определяться по формуле

$$\Delta y_1^l(NT) = y_0^k(0) \left\{ \sum_{n=1}^N \exp[-\alpha^l(N-n)t] \times \right. \\ \left. \times \exp[-\lambda^l(N-n)T] \exp[-\alpha^k(n-1)t] \times \right. \\ \left. \times \exp[-\lambda^k(n-1)T] \right\},$$

где выражение в скобках  $\{ \}$  соответствует выражению в уравнении (1).

**Учет очистки натрия от примесей.** Часть теплоносителя первого контура отбирается для очистки в ловушках. Предположим, что доля теплоносителя, отводимого на очистку, составляет долю  $p$  расхода теплоносителя первого контура. Испытания показали, что ловушки эффективно очищают натрий от кислорода и водорода, при времени его пребывания в ловушке более 15 мин коэффициент удержания примесей близок к единице [4]. Была определена эффективность очистки натрия от нуклидов (отношение равновесной объемной активности до и после очистки):  $^{131}\text{I}$  100,  $^{65}\text{Zn}$  7,1,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  1,5,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{124}\text{Sb}$  1,3, для остальных нуклидов 1 (отсутствие эффекта очистки).

Согласно [1] доля теплоносителя, отводимого на очистку, составляет примерно 0,0003 расхода теплоносителя первого контура. В предположении снижения при очистке концентрации нуклидов с учетом эффективности очистки натрия от конкретного нуклида их концентрация на конец микрокампании может быть определена как

$$y_1^l(NT) = y_0^l(0) \exp(-\alpha^l Nt) \exp(-\lambda^l NT) \left( 1 - \frac{p}{dc(l)} \right)^N,$$

где  $p$  — доля расхода теплоносителя, отводимого на очистку;  $dc(l)$  — эффективность очистки натрия от нуклида  $l$  (отношение равновесной объемной активности или концентрации до и после очистки).

Если в ловушке удаляются оба нуклида, материнский и дочерний, то приращение дочернего нуклида  $l$  от материнского  $k$  определится как

$$\Delta y_1^l(NT) = y_0^k(0) \left\{ \sum_{n=1}^N \left[ \exp[-\alpha^l(N-n)t] \times \right. \right. \\ \left. \times \exp[-\lambda^l(N-n)T] [1 - p/dc(l)]^{N-n} \exp[-\alpha^k(n-1)t] \times \right. \\ \left. \times \exp[-\lambda^k(n-1)T] [1 - p/dc(k)]^{n-1} \right\}.$$

Здесь член, представляющий очистку теплоносителя, имеет степень до  $n$ , т.е. несмотря на

то, что длительность цикла очистки (сут), как правило, значительно больше длительности цикла первого контура (мин), и переходы нуклидов осуществляются лишь из-за их распада. Также учитывается то, что количество теплоносителя, ушедшего за время цикла первого контура в контур очистки, равно количеству теплоносителя, возвращаемому в первый контур.

Анализ показал, что результаты расчетов сильно зависят от сечений, которые обычно не используются в нейтронно-физических расчетах реакторов. Например, сечения реакций  $(n, p)$ ,  $(n, np)$  для тяжелых нуклидов определяют скорость накопления водорода в теплоносителе [5]. Без очистки натрия наблюдается рост водорода в теплоносителе именно из-за указанных реакций.

**Учет дросселирования теплоносителя первого контура.** Часть теплоносителя первого контура через дроссельное устройство из напорного коллектора поступает на охлаждение корпуса реактора и боковой защиты, затем на вход насосов, как и натрий из активной зоны [2]. Если доля натрия на охлаждение корпуса составляет величину  $d$  (несколько процентов), то концентрация нуклида  $k$  к времени  $T$  в этом случае

$$y^k(T) = y^k(0) \exp(-\alpha^k t) \exp(-\lambda^k T) \times \\ \times [(1-d) + d \exp(\alpha^k t)],$$

для конца микрокампании

$$y^k(NT) = y^k(0) \exp(-\alpha^k Nt) \exp(-\lambda^k NT) \times \\ \times [(1-d) + d \exp(\alpha^k t)]^N.$$

**Учет изменения скоростей процессов при движении теплоносителя в активной зоне.** При движении теплоносителя снизу вверх в активной зоне в высотных расчетных ячейках каждой из сборок изменяются сечения захвата нейтронов нуклидами теплоносителя и, главным образом, плотность потока нейтронов, что сказывается на скорости процессов, связанных с взаимодействием нейтронов со средой  $\alpha$ . Если число высотных ячеек  $m$ , то для нуклида  $k$  концентрация составит

$$y_1^k(\tau) = y_0^k(0) \exp \left[ -(\alpha_1^k + \alpha_2^k + \dots + \alpha_m^k) \tau \right] \exp(-\lambda^k t),$$

где  $\tau$  — время прохождения теплоносителем одной высотной ячейки, считая, что это время одинаково для всех ячеек ( $m\tau = T$ ).

**Экспериментальная и расчетная удельная активность некоторых нуклидов теплоносителя по отношению к активности  $^{22}\text{Na}$  после завершения 2-й микрокампании БН-800, отн. ед.**

| Микрокампания | $^{22}\text{Na}$ |     | $^{124}\text{Sb}$ |              | $^{131}\text{I}$ |              | $^{134}\text{Cs}$ |              | $^{136}\text{Cs}$ |              | $^{137}\text{Cs}$ |              |
|---------------|------------------|-----|-------------------|--------------|------------------|--------------|-------------------|--------------|-------------------|--------------|-------------------|--------------|
|               | Э                | Р   | Э, $10^{-3}$      | Р, $10^{-3}$ | Э, $10^{-3}$     | Р, $10^{-3}$ | Э, $10^{-2}$      | Р, $10^{-2}$ | Э, $10^{-3}$      | Р, $10^{-3}$ | Э, $10^{-2}$      | Р, $10^{-2}$ |
| 2-я           | 1                | 1   | 3,1               | 4,5          | 1,2              | 6,9          | 0,06              | 0,97         | 0,86              | 3            | 0,067             | 8            |
| 3-я           | 1,3              | 1,5 | 2,6               | 2,4          | 35               | 6,4          | 0,06              | 1,4          | 6,8               | 0,57         | 0,072             | 7,9          |
| 4-я           | 1,5              | 1,6 | 3,1               | 2,2          | 31               | 6,6          | 1,2               | 1,8          | 23                | 1,1          | 2,5               | 7,7          |
| 5-я           | 1,8              | 1,6 | 3,8               | 2,5          | 3,7              | 7,3          | 1,3               | 2,2          | 1,8               | 1,7          | 3,2               | 7,7          |
| 6-я           | 1,9              | 1,6 | 1,4               | 2,3          | 3,7              | 6,8          | 1,1               | 2,4          | 1,8               | 2,2          | 3,1               | 7,6          |
| 7-я           | 2,2              | 1,6 | 0,28              | 2,2          | 13               | 6,9          | 0,78              | 2,6          | 4,4               | 2,9          | 2,7               | 7,5          |
| 8-я           | 2,1              | 1,6 | 0,42              | 2,3          | 1,4              | 6,9          | 0,51              | 2,8          | 0,64              | 3,4          | 2,2               | 7,4          |
| 9-я           | 2,6              | 1,6 | 0,73              | 2,3          | 0,16             | 5,8          | 0,56              | 3            | 0,016             | 4,2          | 2,8               | 7,2          |
| 10-я          | 2,4              | 1,6 | 0,72              | 2,3          | 6,5              | 6,9          | 3,7               | 3            | 5,1               | 5,3          | 6,2               | 7,1          |

Тогда для дочернего нуклида концентрация на это время составит

$$y^l(\tau) = y^l(0) \exp(-\alpha_1^l \tau) \exp(-\lambda^l \tau) + y^k(0) \lambda^{k \rightarrow l} \times \frac{\exp[-(\alpha_1^k + \lambda^k) \tau] - \exp[-(\alpha_1^l + \lambda^l) \tau]}{(\alpha_1^l + \lambda^l) - (\alpha_1^k + \lambda^k)}.$$

Концентрация этих нуклидов после прохождение всех высотных ячеек определяется по формуле

$$y^k(t) = y^k(0) \exp[-(\alpha_1^k + \alpha_2^k + \dots + \alpha_m^k) \tau] \exp[-\lambda^k t];$$

$$y^l(t) = y_0^l(0) \prod_{j=1}^m [\exp(-\alpha_j^k \tau) \exp(-\lambda^k \tau)] +$$

$$+ y_0^k(0) \lambda^{k \rightarrow l} \sum_{i=1}^m \frac{\exp[-(\alpha_i^k + \lambda^k) \tau] - \exp[-(\alpha_i^l + \lambda^l) \tau]}{(\alpha_i^l + \lambda^l) - (\alpha_i^k + \lambda^k)} \times$$

$$\times \prod_{j=1}^{m-i} \exp[-(\alpha_{j+1}^l \tau)] \exp[-(\lambda^l \tau)] \times$$

$$\times \prod_{j=1}^{i-1} \exp[-(\alpha_j^k \tau)] \exp[-(\lambda^k \tau)],$$

что позволяет организовать расчетный процесс.

В качестве демонстрации работоспособности расчетной программы в таблице приводятся результаты сравнения расчетной и измеренной активности отдельных нуклидов теплоносителя по завершении некоторых микрокампаний БН-800. Расчетные и экспериментальные данные по завершении некоторых микрокампаний (от второй до десятой) представлены по отношению к активности  $^{22}\text{Na}$  после второй микрокампании. Основная активность теплоносителя обусловлена  $^{22}\text{Na}$ , расхождение расчетной и измеренной активности по данному нуклиду достигает максимально 40%. По другим нуклидам

расхождение более существенно, но для них и активность во много раз ниже, чем  $^{22}\text{Na}$ .

**Заключение.** Создана версия универсального комплекса программы решения задачи нуклидной кинетики для топлива и продуктов деления, для борного поглотителя и конструкционных материалов и примесей в них. Радиационную повреждающую дозу реакторных материалов принято характеризовать числом смещений на атом с использованием специальных сечений атомов материала [6]. Но изменение нуклидов конструкционных материалов при облучении дает возможность оценить радиационные повреждения через анализ образования, перемещения и взаимодействия газа и конкретных вновь образованных нуклидов в кристаллической структуре металла для теплоносителя с примесями с учетом его движения и очистки.

Скорость аналитического решения уравнений кинетики более чем в 10 раз выше скорости итерационного метода.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Натрий реакторной чистоты для реакторов БН. Технические требования и методы контроля примесей. Стандарт отрасли ОСТ 95 10582—2003. Обнинск, ФЭИ, 2003. 75 с.
2. Машиностроение. Энциклопедия. Т. IV-25. Машиностроение ядерной техники. Кн. 1. Под ред. Е.О. Адамова. М.: Машиностроение, 2005. 960 с.
3. Селезнев Е.Ф., Дробышев Ю.Ю., Карпов С.А. и др. Решение уравнений нуклидной кинетики. — Атомная энергия, 2021, т. 128, вып. 2, с. 113—118.
4. Поплавский В.М., Ефанов А.Д., Козлов Ф.А. и др. Натрий — теплоноситель для быстрых реакторов. — Там же, 2010, т. 108, вып. 4, с. 223—229.

5. Тебин В.В., Синица В.В., Осадчий А.И. и др. Комплекс программ и библиотек констант САПФИР-2006. Аттестационный паспорт программного средства № 251. М., ФЭСЭТАН, НТЦ ЯРБ, 2008. 6 с.

6. Авраменко В.И., Конобеев Ю.В., Строкова А.М. Нейтронные сечения для расчета повреждающей дозы в реакторных материалах. — Атомная энергия, 1984, т. 56, вып. 3, с. 139—141.

Поступила в Редакцию 17.04.23

УДК 621.039.546.3

## ИСПЫТАНИЯ МАКЕТА ТРАНСПОРТНОГО УПАКОВОЧНОГО КОНТЕЙНЕРА

*Абрамов В.В., Казанцев А.Г., Петров О.М. (АО «НПО ЦНИИТмаш», г. Москва),  
Бучельников А.Е. (Госкорпорация «Росатом», г. Москва), Кочура И.А., Кравченко В.П., Седов Р.С.,  
Таусенев В.В. (РФЯЦ — ВНИИТФ, г. Снежинск), Радченко М.В. (АО «Атомспецтранс», г. Москва),  
Харин М.В. (ООО «Энергоспецмонтаж», г. Глазов)  
e-mail: niik@vniitf.ru*

В октябре 2022 г. в испытательном центре РФЯЦ — ВНИИТФ, аккредитованном с 1991 г. Госстандартом России (Госкорпорацией «Росатом» с 2018 г.) в качестве независимой, технически компетентной испытательной лаборатории на проведение испытаний продукции в области использования атомной энергии, прошли испытания макета транспортного упаковочного контейнера, предназначенного для обращения с облученными ТВС БРЕСТ-ОД-300 при их загрузке, выгрузке, хранении и перемещении по площадке опытно-демонстрационного энергетического комплекса, а также транспортировке по дорогам общего пользования и временного (транзитного) хранения. Испытания проходили под контролем комиссии, созданной распоряжением Госкорпорации «Росатом».

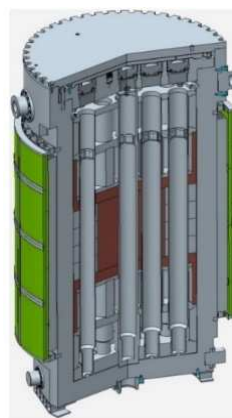
Корпус контейнера состоит из толстостенной обечайки и днища из стали 09Н2МФБА-А. К наружной поверхности корпуса приварены ребра охлаждения, установлена нейтронная защита из борированного полиэтилена. Во внутреннем чехле расположены направляющие трубы для размещения ТВС. Контейнер имеет защитную (внутреннюю) и наружную крышки, которые притягиваются к корпусу шпильками с гайками. При хранении на открытой площадке на контейнер сверху устанавливается колпак из стали 09Г2С, который опирается на края наружной крышки и защищает ее от удара. При транспортировке на контейнере закрепляются демпферы. В качестве демпфирующего материала используется несколько слоев древесины, размещенных в тонкостенной металлической оболочке. Внешний диаметр корпуса 3 м, толщина

стенки 250 мм, высота 6 м, масса с радиоактивным содержимым до 130 т.

Поскольку натурные испытания сопряжены со значительными трудностями (масса составляет более 100 т), эксперименты выполнялись на уменьшенном в 2,5 раза масштабном макете, изготовленном ООО «Энергоспецмонтаж».

Технологическое исполнение макета воспроизводит материальную спецификацию основных элементов полноразмерного контейнера, важных для подтверждения параметров его безопасности. Расположение центра масс соответствует полноразмерному контейнеру. Макет изготовлен на основе базовой технологии и с соблюдением требований по качеству, которые предъявляются к серийным контейнерам (рис. 1).

Цели испытаний макета заключались в подтверждении конструкционной целостности и герметичности, справедливости расчетного обоснования прочности элементов в аварийных условиях.



Р и с. 1. 3-D модель транспортного упаковочного контейнера для реакторной установки БРЕСТ-ОД-300С