

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММЫ ORIGEN-ARP ПРИ РАСЧЕТЕ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ОТРАБОТАННОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ВВЭР-1000

И.В. Шаманин, С.В. Беденко, А.О. Павлюк*, В.А. Лызко

Томский политехнический университет

E-mail: bedenko@tpu.ru

*ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск

Проведены расчётные исследования погрешностей, возникающих при моделировании медленной нуклидной кинетики и изотопного состава топлива для реакторов с использованием пакета прикладных программ ORIGEN-ARP. Показано, что погрешность в определении концентрации основных долгоживущих актиноидов облученного ядерного топлива не превышает 22 %, а значит и нейтронная составляющая радиационных характеристик, будет занижена на 20...30 %. Для перспективных керамических урановых топлив, эксплуатирующихся в реакторах на быстрых нейтронах, определен вклад (α, n)-нейтронов.

Ключевые слова:

Нуклидная кинетика, изотопный состав, расчет, программа, реактор.

Key words:

Nuclide kinetics, isotopic composition, calculation, program, reactor.

Состояние исследований

Сегодня наиболее важным фактором, стимулирующим разработку проектов по совершенствованию топлива и топливных циклов, является увеличение глубины выгорания топлива, которая постоянно растет. Достигнуты выгорания 58...60 МВтсут/т. Планируется повысить выгорания до 70 МВтсут/т. Увеличение глубины выгорания как штатного UO_2 , так и перспективных видов керамического топлива $(U,Pu)O_2$, $UN/(U,Pu)N$, $UC/(U,Pu)C$ вызовет увеличение количества аккумулированных в нём продуктов деления, активации и трансурановых элементов, что, в свою очередь, будет являться причиной изменения параметров поля ионизирующих излучений вблизи этих топлив. Кроме того, для новых керамических урановых топлив потребуется разработка новых конструкций не только твэлов и тепловыделяющих сборок (ТВС), но и транспортных средств, обладающих иными защитными характеристиками. Поэтому необходимо знать радиационные характеристики отработанных керамических топлив и их зависимость от схем загрузки и режимов их эксплуатации в реакторах, для того чтобы дать необходимые рекомендации по обращению с этим топливом на различных стадиях ядерного топливного цикла (ЯТЦ).

Задачу моделирования нейтронной и гамма-составляющей радиационных характеристик отработанного ядерного топлива (ОЯТ) можно разбить на несколько этапов:

- расчет изотопного состава ОЯТ;
- определение источников нейтронного и гамма-излучения от ОЯТ и конструкционных материалов отработанных ТВС (ОТВС).
- расчетная оценка нейтронной и гамма-составляющей радиационных характеристик ОЯТ.

Цель настоящей работы – определение погрешностей, возникающих при моделировании медленной нуклидной кинетики и изотопного состава топлива реакторов ВВЭР-1000 с использованием пакета прикладных программ ORIGEN-ARP из расчетного комплекса SCALE 5.0.

ОЯТ имеет очень сложный изотопный состав. Обычно, исследуются только те нуклиды, которые дают наибольший вклад в критичность, а также наиболее значимые продукты деления. Такие важные изотопы как ^{232}U , ^{242}Cm и ^{244}Cm , которые в большой степени определяют радиационный фон вблизи ОТВС, не исследуются вообще, либо между полученными данными существуют большие расхождения. Между тем знание изотопного состава ОЯТ является крайне важным, т. к. именно на его основе проводится обоснование безопасности обращения с ОЯТ при хранении, транспортировании и переработке.

Точность расчета образования нуклидов в ОЯТ

Кинетика накопления и убыли концентраций нуклидов описывается системой линейных дифференциальных уравнений. В настоящее время известно много различных программ для расчета выгорания и определения изотопного состава ОЯТ. В каждой из них реализованы разные подходы и разнообразные алгоритмы решения системы уравнений, например, численный метод Рунге–Кутты в программе ТВС-М или аналитический метод матричных экспонент в программе ORIGEN-ARP. В частности, в ГИЦ РФ-ФЭИ разработана программа WIMS/ABBN, предназначенная для нейтронно-физического расчета реакторов типа ВВЭР и определения мощности каждой ОТВС. Специалистами LANL разработана программа MONTEB-URNS, в которой, по их мнению, наиболее оптимально сочетание MCNP-5 и ORIGEN-S. Следует заметить, что перечисленные выше программы занижают значения концентраций младших актиноидов на десятки процентов [1], а многие используемые в России программы, например ТВС-М, не аттестованы по содержанию многих нуклидов.

Одна из причин неточности при расчете концентраций многих важных, с точки зрения радиационной безопасности, нуклидов – существующие неопределенности в сечениях для этих нуклидов.

Другая причина – ограниченная экспериментальная информация.

Попытка подготовить базу данных для отечественных реакторов, была недавно предпринята для программы ORIGEN-ARP, работающей с новой 5-ой версией комплекса SCALE. Однако погрешность рассчитываемых концентраций изотопов юрия для реакторов ВВЭР составляет в среднем ~25 % и более. Для более удаленных актиноидов (от ^{250}Cm и до ^{254}Cf) эта погрешность будет еще выше.

Алгоритм расчета изотопного состава облученного UO_2

В общем случае нуклидный состав ОЯТ является функцией начального состава топлива, истории облучения, времени выдержки, состава активной зоны (количества и размещения поглотителей). Зная состав свежего, загружаемого в реактор топлива, а также историю его облучения и время выдержки, можно рассчитать изотопный состав ОЯТ.

Обобщенный подход (алгоритм) к описанию изменения нуклидного состава ядерного топлива с учетом основных физических особенностей взаимодействия нейтронов с ядрами и последующих радиоактивных превращений, а также конкретные алгоритмы расчета концентраций продуктов деления и актиноидов представлены, например, в работе [2].

В общем, изменение нуклидного состава топлива описывается следующим алгоритмом. Изотопный состав материала, находящегося в нейтронном поле, меняется во времени. Это происходит в результате различных реакций нейтронов с ядрами и последующего радиоактивного распада продуктов реакции. Задача состоит в том, чтобы определить изотопный состав ОЯТ в момент времени $t=T$ при известной зависимости от времени мощности реактора $P(t)$. Концентрации изотопов в начальный момент $t=0$ известны.

Присвоим каждому нуклиду порядковый номер i и имя NAM_i . Концентрацию нуклида i будем обозначать C_i . Зависимость C_i от времени в каждой точке пространства описывается системой дифференциальных уравнений, вида:

$$dC_i/dt = -\omega_i C_i + C_i, \quad (*)$$

где $\omega_i = \lambda_i + \sigma_i \Phi$; λ_i – постоянная распада радиоактивного ядра NAM_i , в результате которого образуется ядро NAM_j ; λ_i есть сумма λ_{ik} по всем типам распада k ; распад может происходить по следующим пяти каналам: β^- (бета-распад), β^+ или EC (позитронный распад или электронная конверсия), α (альфа-распад), sf (спонтанное деление), IT (переход изомера из возбужденного состояния в основное); σ_j – сечение реакции нейтрона с ядром NAM_j , приводящей к образованию ядра NAM_i .

В реакторном спектре возможны следующие реакции: (n, γ) , (n, p) , (n, α) , $(n, 2n)$, $(n, 3n)$, (n, f) , в случае деления $\sigma_{ji}^f = \sigma_j^f \varepsilon_{ji}$, ε_{ji} – выход ядра NAM_i при делении ядра NAM_j ; σ_j – сечение поглощения, сумма по всем парциальным сечениям; Φ – поток нейтронов, его величина связана с мощностью:

$P = \sum (\sigma_j C_j) \times \Phi$, где E_j – энергия, выделяющаяся при делении ядра.

Поток нейтронов и макроскопические сечения зависят от координат, поэтому и концентрация изотопов в каждой точке пространства по-разному зависит от времени. По мере изменения изотопного состава топлива в нём меняется спектр нейтронов, что приводит к изменению сечений изотопов и потока. Таким образом, в уравнении (*) не только переменные C , но и коэффициенты ω и σ зависят от времени, и от координат. В таком приближении система (*) не имеет аналитического решения и может быть решена только численно с некоторыми приближениями упрощающими задачу.

Расчет изменения изотопного состава материалов реактора в процессе его работы рассчитывался с помощью ORIGEN-ARP из расчетного комплекса SCALE 5.0. Программа ORIGEN-ARP позволяет достаточно быстро и точно произвести расчет изменения изотопного состава топлива для реакторов типа ВВЭР.

ППП ORIGEN-ARP решает задачу изменения изотопного состава в бесконечной однородной среде. При расчете принимается, что на временном интервале (t_n, t_{n+1}) поток и сечения постоянны и равны их значению при $t=t_n$, а значит, изменение изотопного состава топлива может быть описано традиционной системой обыкновенных дифференциальных уравнений вида (*).

Предложенный в работе алгоритм расчета изотопного состава ОЯТ применим как для штатного, так и для нового перспективного керамического ОЯТ реакторов типа ВВЭР.

Результаты расчетов

В основном из реактора выгружаются ОТВС ВВЭР с начальным обогащением топлива по ^{235}U (3,53; 3,90; 4,23; 4,4 %) с глубиной выгорания 34...47 ГВт·сут/т U. Техническими условиями на новые типы ТВС установлено максимально допустимое выгорание топлива 55 ГВт·сут/т U. Согласно проектным данным по новым типам ТВС обогащение топлива по ^{235}U может достигать 5 %, глубина выгорания – 68 ГВт·сут/т U. В перспективном проекте реакторной установки «АЭС-2006» максимальная глубина выгорания принята 70 ГВт·сут/т U при переходе на кампании топлива 3×1,5 (три цикла облучения по полтора года) или 5×1 (пять циклов облучения по одному году) [3].

При расчете изотопного состава ОЯТ в настоящей работе использовалось штатное топливо реактора ВВЭР-1000 с обогащением по ^{235}U равным 4,4 %, выгоранием около 40 ГВт·сут/т U и выдержкой 3 года. Исходный изотопный состав свежего топлива следующей, % по массе: ^{234}U – 0,036, ^{235}U – 4,400, ^{238}U – 95,564.

Изотопный состав топлива рассчитывался с использованием программы ORIGEN-ARP с помощью 27-и групповой системы констант, с использованием библиотеки оцененных ядерных данных ENDF/B-IV.

Нейтронный спектр рассчитывался с использованием 27-и групповой библиотеки ядерных данных ENDF/4, спектр фотонного излучения определен в 18-и групповом приближении 18GrpSCALE.

Для верификации полученных расчетных данных проводилось сравнение рассчитанных значений концентраций (ORIGEN-ARP) с экспериментальными данными, опубликованными в работе [1]. Результаты сравнений приведены в табл. 1.

Таблица 1. Погрешности определения концентраций при использовании расчетного комплекса ORIGEN-ARP (ОЯТ реактора ВВЭР-1000, выдержка ОЯТ 3 года), %

²³⁵ U	²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am	²⁴⁴ Cm
-1	1,8	2	-3	-7	-22

В работе установлено, что основными источниками нейтронного излучения по каналу спонтанного деления являются изотопы: ²³⁸Pu, ²⁴⁰Pu, ²⁴²Pu, ²⁴²Cm, ²⁴⁴Cm, ²⁴⁶Cm, ²⁴²Cf. Причем более 90 % нейтронов спонтанного деления образовано ²⁴²Cm и ²⁴⁴Cm. При выдержке топлива от 3-х лет основным источником нейтронов спонтанного деления является ²⁴⁴Cm, вклад от других изотопов не превышает 2,4 % (см. табл. 2).

Таблица 2. Вклады спонтанно делящихся актиноидов в общую нейтронную активность ОЯТ ВВЭР-1000 (выдержка 3 года), %

²³⁸ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴² Pu	²⁴² Cm	²⁴⁴ Cm	²⁴⁶ Cm	²⁵² Cf
0,1	0,2	0,1	1	94	1	1

Из таблицы видно, что концентрация ²⁴⁴Cm занижена на 22 %, а значит дозовые характеристики ОЯТ (активность, мощность дозы) рассчитанные SCALE 5.0 будут также занижены на 20...30 %. Необходимо отметить, что проведенные в работе [1] исследования показали, что большинство современных специализированных расчетных программ «занижают» значения концентраций младших актиноидов (Np, Am, Cm) на 20...30 %.

При расчете дозовых характеристик необходимо принимать во внимание не только интенсивность, но и энергетический спектр излучения, так как высокоэнергетическая часть спектра может существенно усложнить радиационную обстановку вблизи ОЯТ.

При описании спектра нейтронов спонтанно делящихся актиноидов можно воспользоваться спектром нейтронов одного спонтанно делящегося актиноида, дающего наибольший вклад в интенсивность нейтронного излучения, а именно: ²⁴⁴Cm.

Одной из особенностей нейтронного излучения ОЯТ является то, что (α ,n)-нейтроны (нейтроны от реакции (α ,n) на ядрах кислорода, углерода и азота), вызываемые α -частицами Pu, Am и Cm, являются важной составляющей нейтронного излучения ОЯТ. В зависимости от выгорания, выдержки

и начального обогащения вклад (α ,n)-реакции может изменяться от 4 до 20 % (реактор типа ВВЭР) от общей нейтронной активности ОЯТ [4, 5]. В связи с этим (α ,n)-реакция может существенно усложнить радиационную обстановку вблизи ОЯТ. Кроме того, спектр нейтронов, образующихся в (α ,n)-реакции на ядрах кислорода, существенно жестче спектра нейтронов спонтанного деления [4], поэтому при расчете радиационных характеристик ОЯТ необходимо принимать во внимание энергетический спектр (α ,n)-нейтронов.

Проведенные расчетные исследования показали, что гамма-фон вблизи ОЯТ почти полностью определяется продуктами деления, 98 % гамма-квантов образовано именно ими. Поэтому с точки зрения формирования источника гамма-излучения наиболее интересно рассмотреть концентрации продуктов деления.

Таблица 3. Погрешности определения концентраций продуктов деления при использовании расчетного комплекса ORIGEN-ARP (ОЯТ реактора ВВЭР-1000, выдержка ОЯТ 3 года), %

⁹⁰ Sr	⁹⁰ Y	¹⁰⁶ Rh	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	^{137m} Ba	¹⁴⁴ Ce	¹⁴⁴ Pr
-6	-6	-2	5	-8	-7	1	1

На начальном этапе выдержки в гамма-фон вносят свой вклад очень большой перечень короткоживущих продуктов деления. Но после их распада, когда основной вклад начинают вносить продукты деления с периодом полураспада от 2-х лет, гамма-фон определяется практически полностью набором нескольких продуктов деления. Ниже в табл. 4 представлены основные продукты деления, вносящие значимый вклад в гамма-излучение ОТВС реактора ВВЭР-1000 для выгорания ~ 40 ГВт·сут/т U и выдержки 3 года.

Таблица 4. Вклад продуктов деления в гамма фон ОЯТ реактора ВВЭР-1000 (выдержка 3 года), %

⁸⁵ Kr	⁹⁰ Sr	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	^{137m} Ba	¹⁴⁴ Ce	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu
7,40	9,20	10,70	24,50	26,30	8,21	5,78	6,45

Таким образом, показано, что погрешность в определении концентрации основных долгоживущих актиноидов (источники нейтронов) составляет около 22 % (табл. 1). Причем 95 % нейтронов спонтанного деления образовано ²⁴²Cm и ²⁴⁴Cm (табл. 2), а значит, для корректного описания нейтронной составляющей радиационных характеристик ОЯТ необходимо концентрацию ²⁴⁴Cm определять максимально точно, возможно с привлечением других программ, специально адаптированных для расчета концентраций младших актиноидов.

Концентрации продуктов деления (источники фотонов) определяется SCALE 5.0 гораздо точнее, погрешность составляет около 7 % (табл. 3).

Выводы

1. Установлено, что погрешность в определении концентрации основных долгоживущих актиноидов (источники нейтронов) ОЯТ при использовании ППП ORIGEN-ARP не превышает 22 %, а значит и нейтронная составляющая радиационных характеристик, скорее всего, будет занижена на 20...30 %.
2. Концентрации продуктов деления (источники фотонов) определяются SCALE 5.0 гораздо точнее, погрешность составляет ~7 %.
3. Увеличение времени выдержки ОЯТ не ведет к существенному снижению нейтронной активности. Это объясняется тем, в ОЯТ основным источником нейтронного излучения является ^{244}Cm , а вклад спонтанного деления в нейтрон-

ную активность, обусловленную ^{244}Cm , достигает 94 %.

4. Уточнение вклада (α, n)-реакции для облученного в реакторе ВВЭР-1000 UO_2 в дальнейшем не потребуется.
5. Для перспективных керамических урановых топлив (U, Pu) O_2 , $\text{UN}/(\text{U, Pu})\text{N}$, $\text{UC}/(\text{U, Pu})\text{C}$, эксплуатирующихся в реакторах на быстрых нейтронах, вклад (α, n)-нейтронов существенно выше и может достигать 80 %. Поэтому требуется более детальная и точная информация об этих вкладах с учетом наличия легких примесей в этих типах топлива.

Работа выполнена в рамках реализации ФЦП «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг. (Мероприятие 1.2.1. Номер контракта П777 от 20 мая 2010).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Okumara K., Mori T. Validation of a continuous-energy Monte-Carlo burn-up code MVP-BURN and its application to analysis of post irradiation experiment // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2000. – V. 24. – № 2. – P. 71–77.
2. Круглов А.К., Рудик А.П. Реакторное производство радиоактивных нуклидов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 256 с.
3. Бойко В.И., Демянюк Д.Г., Кошелев Ф.П., Мещеряков В.Н., Шаманин И.В., Шидловский В.В. Перспективные ядерные топливные циклы и реакторы нового поколения. – Томск: ТПУ, 2005. – 490 с.

4. Буланенко В.И., Фролов В.В., Центр Э.М. Расчетная оценка выхода нейтронов (α, n)-реакции для многокомпонентных сред // Атомная энергия. – 1982. – Т. 53. – № 3. – С. 160–168.
5. Шаманин И.В., Буланенко В.И., Беденко С.В. Поле нейтронного излучения облученного керамического ядерного топлива различных типов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2010. – № 2. – С. 97–103.

Поступила 04.10.2010 г.

УДК 621.039.517.5

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММЫ TRACE ДЛЯ СОЗДАНИЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ИРТ-Т

Ю.Б. Чертков, А.Г. Наймушин

Томский политехнический университет
E-mail: agn@tpu.ru

Приведены основные особенности создания стационарной одноконтурной теплогидравлической модели реактора ИРТ-Т. Представлены результаты расчета модели в программе TRACE и варианты ее усовершенствования для анализа аварийных ситуаций на реакторе, связанных с потерей теплоносителя.

Ключевые слова:

Реактор, активная зона, первый контур теплоносителя, теплообменник, скорость теплоносителя, перепад давления на активной зоне, стационарные вычисления, расчет переходных процессов.

Key words:

Reactor, core, primary coolant loop, heat-exchanger, coolant velocity, core pressure drop, steady-state calculations, transient calculations.

Введение

Исследования параметров любого ядерного реактора не обходятся без теплогидравлических расчетов, которые состоят не только из расчетов активной зоны и ее элементов, но и из построения полномасштабных теплогидравлических моделей ядерных реакторов. Такие модели могут содержать различные элементы: корпус реактора, активную зону, трубо-

проводы, насосы, теплообменники, компенсаторы давления и другие. Важным этапом исследования параметров ядерного реактора являются теплогидравлические расчеты, начиная от простых одномерных и заканчивая полномасштабными трехмерными моделями ядерных реакторов, с помощью которых проводят расчеты стационарных и аварийных режимов, переходных процессов работы реактора.