

РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИРТ ПРИ АНАЛИЗЕ КОНВЕРСИИ НА НИЗКООБОГАЩЕННОЕ УРАНОВОЕ ТОПЛИВО

С.В. Ивахин, А.И. Радаев, Г.В. Тихомиров, М.В. Щуровская

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», г. Москва



Рассматривается моделирование нейтронно-физических характеристик ТВС ИРТ-ЗМ с диоксидным высокообогащенным урановым (ВОУ) топливом и с уран-молибденовым низкообогащенным урановым (НОУ) топливом. Представлены результаты расчета изотопного состава отработавшего топлива. Предложены тестовые задачи для ячеек ИРТ с ВОУ- и НОУ-топливом и результаты расчета этих задач по программам MCU, MCNP.

Ключевые слова: исследовательский реактор, активная зона, нейтронно-физические расчеты, обогащение топлива.

Key words: research reactor, reactor core, neutronic calculations, fuel enrichment.

ВВЕДЕНИЕ

Работа по переводу (конверсии) исследовательских реакторов с высокообогащенного уранового (ВОУ) топлива на низкообогащенное урановое (НОУ) топливо ведется уже несколько десятилетий. К настоящему времени производятся НОУ ТВС с топливом на основе диоксида урана. В стадии разработки и испытаний находятся ТВС с высокоплотным уран-молибденовым топливом (U9%Mo-Al) [1]. Уже осуществлен перевод ряда ИР российской конструкции за рубежом на низкообогащенное урановое топливо. Рассматривается возможность конверсии нескольких российских ИР (прежде всего это касается реакторов ИРТ).

Для перехода на низкообогащенное урановое топливо требуется модификация расчетных моделей, ранее разработанных для реакторов с высокообогащенным урановым топливом, и дополнительная верификация этих моделей. Одной из главных задач является совершенствование и верификация расчетной модели выгорания топлива.

В работе рассматривается моделирование нейтронно-физических характеристик в процессе выгорания ТВС ИРТ-ЗМ с высокообогащенным диоксидным топливом и низкообогащенным уран-молибденовым топливом (обогащение 19,7%) с помощью программ MCNP и MCU.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ. ЦЕЛЕСОБРАЗНОСТЬ РАБОТЫ

Целью работы является разработка методики задания изотопного состава выгоревшего топлива для расчета активной зоны исследовательского реактора ИРТ по программам, реализующим метод Монте-Карло (MCNP, MCU). Рассматривается случай, когда для расчета процесса выгорания берутся данные о распределении глубины выгорания урана-235 по ТВС активной зоны, полученные с помощью инженерных программ, а монте-карловская программа не используется.

Расчет процесса выгорания и перегрузок активной зоны ИР традиционно осуществляется по программе трехмерного диффузионного расчета с библиотекой макросечений (или микросечений), подготовленной по инженерной ячейной программе. Результатом такого расчета является распределение глубины выгорания урана-235 по активной зоне. Кроме того, может быть определено распределение изотопов урана, плутония и некоторых продуктов деления. Список изотопов, концентрации которых известны, определяется цепочкой изотопных превращений, заданной либо в ячейной, либо в диффузионной реакторной программе. В этом случае в расчете всегда присутствует эффективный (суммарный) осколок деления, моделирующий поглощение нейтронов набором продуктов деления с небольшими сечениями захвата.

При анализе конверсии реактора на низкообогащенное урановое топливо возникает необходимость более детального расчета изотопного состава по сравнению со случаем высокообогащенного уранового топлива. Кроме того, при рассмотрении загрузок реактора, для которых нет экспериментальных данных, необходимым становится использование прецизионных программ наряду с инженерными, так как правомерность использования последних обосновывается путем сопоставления с результатами измерений. Однако расчет выгорания топлива в реакторе по прецизионным программам является трудоемкой задачей и не всегда оправдан. Поэтому разрабатываются методики, комбинирующие расчеты по прецизионным и инженерным (диффузионным) программам. Например, при расчете по программе MCNP может использоваться изотопный состав, рассчитанный по диффузионной программе. Известны, по крайней мере, два способа учета эффективного осколка деления при расчете по программе MCNP. Во-первых, существует возможность для нескольких интервалов по выгоранию записать групповые микросечения захвата и рассеяния в формате, с которым работает MCNP (например, в некоторых версиях программы WIMS можно создать 69- или 172-групповую библиотеку микросечений для эффективного осколка деления) [2]. В этом случае в расчете по MCNP необходимо задать соответствующие рассматриваемому выгоранию концентрации эффективного осколка. Во-вторых, существует возможность компенсировать поглощение нейтронов изотопами, входящими в состав эффективного осколка деления, путем введения фиктивного (суррогатного) осколка (одного или нескольких) со специально подобранной концентрацией. В качестве фиктивного осколка при этом выбирают продукты деления с сечениями захвата, близкими к сечению эффективного осколка деления. Этот же способ можно использовать для сокращения числа изотопов, задаваемых в полномасштабном расчете, если модуль расчета выгорания имеет очень подробную цепочку изотопных превращений и некоторые изотопы из этой цепочки отсутствуют в библиотеке MCNP или MCU.

В рамках данной работы был выбран второй подход, а именно, на основании ячейных расчетов по программам с детальным представлением изотопного состава при выгорании (ORIGEN, MCU) определены параметры полиномиальных зависимостей концентраций актинидов и наиболее значимых продуктов деления от

глубины выгорания урана-235. Продукты деления, не вошедшие в число наиболее значимых, учтены путем выбора концентраций фиктивных осколков деления таким образом, чтобы K_{inf} ячейки ИРТ на разных стадиях выгорания с учетом актинидов, выбранных значимых продуктов деления и фиктивных осколков был таким же, как для задачи с полным изотопным составом. Для фиктивных осколков деления также определены параметры полиномиальных зависимостей их концентраций от глубины выгорания урана-235. С помощью вышеописанных полиномиальных зависимостей по заданной глубине выгорания урана-235 определяется изотопный состав топлива для расчета по программе MCNP.

Таким образом, предлагаемая методика позволяет проводить расчет выгоревшей активной зоны реактора ИРТ по программе MCNP или MCU, имея только распределение глубины выгорания урана-235 по активной зоне.

ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ, ПАРАМЕТРЫ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ

Параметры модели для подготовки зависимостей изотопного состава: бесконечная геометрия, моделирующая типовую пространственную область реактора; типичные материалы, включая топливо, конструкционные материалы, замедлитель (теплоноситель); характерные эксплуатационные режимы.

В рассматриваемых в работе тестовых задачах использованы параметры НОУ и ВОУ ТВС ИРТ-ЗМ, представленные в табл. 1.

Таблица 1

Основные параметры модели ТВС ИРТ-ЗМ

Параметр	Значение	
Тип ТВС	ИРТ-ЗМ	
Топливная композиция	UO ₂ +Al	U-Mo+Al
Материал оболочек твэла	САВ-1	САВ-1
Обогащение урана, %	90	19,7
Число твэлов в ТВС	8	8
Содержание ²³⁵ U в ТВС, г	300	400
Толщина твэла, мм	1,5	1,5
Толщина межтвэльных зазоров, мм	2,37	2,37
Сердечник твэла		
Толщина, мм	0,4	0,5
Длина, мм	580	600
Плотность урана, г/см ³	1,07	5,15
Объемная доля воды в ТВС	0,62	0,63
Концентрация ²³⁵ U в активной зоне, г/л	101,2	130,4

В таблице 2 дан состав «свежего» топлива для двух рассматриваемых типов ТВС.

РАСЧЕТНЫЕ МОДЕЛИ И ПРОГРАММЫ

Для расчета нейтронно-физических свойств и выгорания моделируемых ТВС использовались следующие расчетные комплексы: MCNP 4B (расчет спектра нейтронов на основе метода Монте-Карло) с ORIGEN-S (расчет изменения изотопного состава заданной топливной композиции) [3,4] и MCU5-REA [5].

Таблица 2

**Начальный состав топливного сердечника
ТВЭЛов ТВС ИРТ-3М**

ВОУ-топливо		НОУ-топливо	
Элемент	Ядерная концентрация, 10^{24} 1/см ³	Элемент	Ядерная концентрация, 10^{24} 1/см ³
²³⁵ U	$2.460 \cdot 10^{-3}$	²³⁵ U	$2.601 \cdot 10^{-3}$
²³⁸ U	$2.460 \cdot 10^{-4}$	²³⁸ U	$1.047 \cdot 10^{-2}$
²³⁴ U	$2.733 \cdot 10^{-5}$	Mo	$3.264 \cdot 10^{-3}$
Al	$5.318 \cdot 10^{-2}$	Al	$3.974 \cdot 10^{-2}$
O	$5.466 \cdot 10^{-3}$		

Прецизионный код MCU5-REA с библиотекой MDBREA50 является развитием программ MCU-RFFI/A и MCU-REA и включает в себя модуль BURNUP [6], рассчитывающий изменение изотопного состава при заданных сечениях изотопов и мощности. Для моделирования взаимодействия нейтронов с веществом в области термализации нейтронов в физическом модуле программы использовался подмодуль ФИМТОЭН, реализующий непрерывное слежение за энергией нейтрона с использованием поточечного представления сечений взаимодействия нейтронов с веществом.

**МЕТОДИКА ЗАДАНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ВЫГОРЕВШЕГО
ТОПЛИВА. ВЫБОР ФИКТИВНОГО ОСКОЛКА**

Современные программы нейтронно-физического расчета позволяют учитывать несколько сотен продуктов деления (ПД), но использование всех ПД в расчетах не всегда является оправданным. Проведенный анализ полного списка продуктов деления, учитываемого в расчетах по программам ORIGEN-S и MCU5-REA, показал, что достаточно использовать набор из 30-ти значимых продуктов деления (табл. 3), который позволяет учитывать 85% по массе и 88% по поглощению нейтронов по отношению к полному списку.

Для высокообогащенного и низкообогащенного уранового топлива на каждом шаге определения изотопного состава было рассчитано отношение массы к ско-

Таблица 3

**Продукты деления топлива
ТВЭЛов ТВС ИРТ-3М**

Элемент		
Xe-135	Pd-105	Ce-142
Sm-149	Pr-141	Ce-140
Sm-151	La-139	Zr-92
Rh-103	Zr-93	Ba-138
Nd-143	Mo-97	Xe-134
Pm-147	Nd-144	Xe-136
Xe-131	Mo-98	Cs-137
Tc-99	Zr-96	Zr-94
Nd-145	Mo-100	Mo-95
Cs-133	Xe-132	Ru-101

рости поглощения нейтронов для всех продуктов деления. Отброшенная часть продуктов деления в расчетах может быть учтена путем введения фиктивного осколка, для которого отношение массы к скорости поглощения нейтронов будет равно данному отношению для суммы всех отброшенных продуктов деления. Поскольку это отношение меняется на протяжении всего времени выгорания топлива, невозможно подобрать один изотоп, имеющий такое же отношение на каждом шаге по выгоранию, как и для отброшенной части. Поэтому фиктивный осколок моделировался двумя продуктами деления (^{95}Mo и ^{101}Ru): для первого отношение массы к скорости поглощения нейтронов всегда больше, чем для отброшенной части продуктов деления на всех шагах по выгоранию, а для второго – всегда меньше.

Представим аналитически выбор фиктивного осколка: L – число отброшенных продуктов деления, $M = \sum_{i=1}^L m_i$ – суммарная масса и $R = \sum_{i=1}^L R_i$ – суммарная скорость поглощения нейтронов для отброшенных продуктов деления. Получим формулу для данного отношения

$$c = \frac{M}{R}. \quad (1)$$

При замене отброшенной части фиктивным осколком из двух продуктов деления с отношениями массы к скорости поглощения нейтронов A и B соответственно данное отношение c может быть представлено в виде

$$c = \xi A + (1 - \xi) B, \quad (2)$$

где ξ – доля продукта деления с отношением массы к скорости поглощения нейтронов, равным A .

С помощью расчетов по программам MCNP и MCU были получены процентные соотношения между выбранными изотопами для фиктивного осколка на каждом шаге по выгоранию.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

На рисунке 1 представлены зависимости коэффициента размножения нейтронов от выгорания для ТВС ИРТ-3М с различным топливом и набором продуктов деления. В работе [7] было проведено сравнение различных величин, характери-

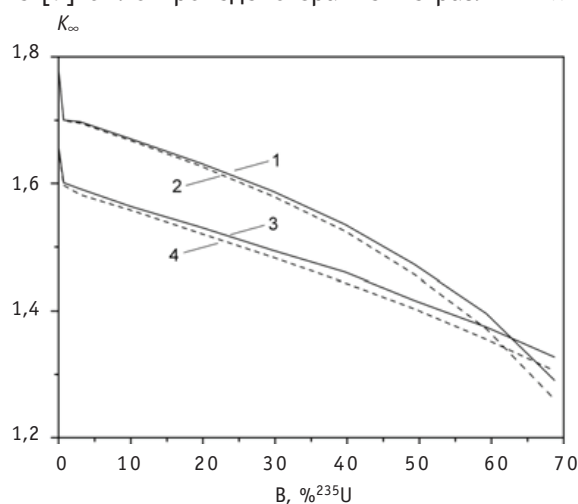


Рис. 1. Зависимость коэффициента размножения нейтронов для ТВС ИРТ-3М от выгорания: 1 – учитываются 30 продуктов деления для ВОУ-топлива; 2 – учитываются все продукты деления для ВОУ-топлива; 3 – учитываются 30 продуктов деления для НОУ-топлива; 4 – учитываются все продукты деления для НОУ-топлива

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

зующих выгорание топлива и продемонстрировано преимущество использования отношения разделившейся массы урана-235 к его первоначальному содержанию в топливе в сравнении с изменением массы изотопа ^{235}U .

Коэффициенты размножения нейтронов с полным набором продуктов деления и 30-тью продуктами с фиктивным осколком совпадают с погрешностью до 0.24% для глубины выгорания до 50% как для МСНР, так и для МСУ.

Были получены зависимости концентраций для 30-ти значимых осколков в зависимости от выгорания. Стоит отметить различие в ядерных концентрациях для топлива с разным обогащением. Концентрация осколков в ВОУ-топливе ниже, чем в НОУ-топливе при одном и том же выгорании. Это обусловлено большей исходной загрузкой урана-235 для ТВС ИРТ-3М с низкообогащенным урановым топливом и накоплением с последующим выгоранием изотопов плутония. Представленные зависимости концентраций получены из расчетов МСУ5-REA, различие с ORIGEN-S достигает 3%.

На рисунках 2, 3 представлены зависимости концентрации ^{137}Cs и ^{105}Pd соответственно для высокообогащенного и низкообогащенного уранового топлива.

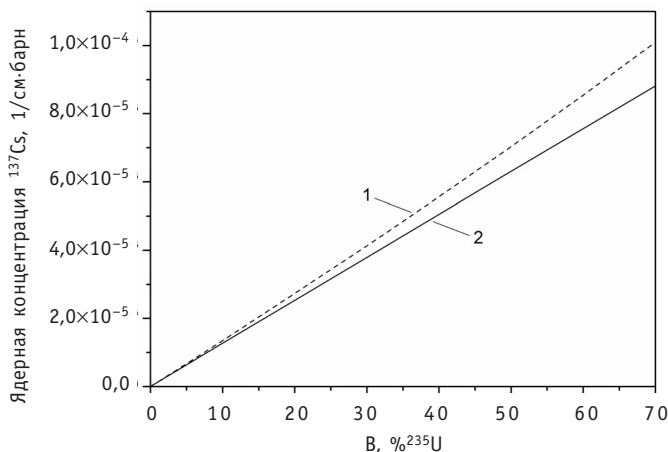


Рис. 2. Зависимость ядерной концентрации ^{137}Cs в топливе ТВС ИРТ-3М от выгорания ^{235}U : 1 – для ВОУ-топлива; 2 – для НОУ-топлива

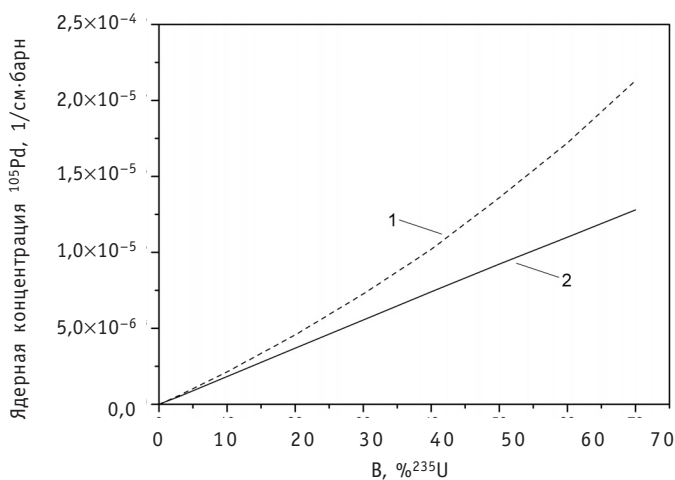


Рис. 3. Зависимость ядерной концентрации ^{105}Pd в топливе ТВС ИРТ-3М от выгорания ^{235}U : 1 – для ВОУ-топлива; 2 – для НОУ-топлива

При использовании в исследовательских реакторах низкообогащенного уранового топлива значительно возрастает влияние изотопов плутония на нейтронно-физические характеристики ТВС.

На рисунке 4 представлены зависимости концентрации плутония-239 от глубины выгорания урана-235 для рассматриваемого высокообогащенного и низкообогащенного уранового топлива.

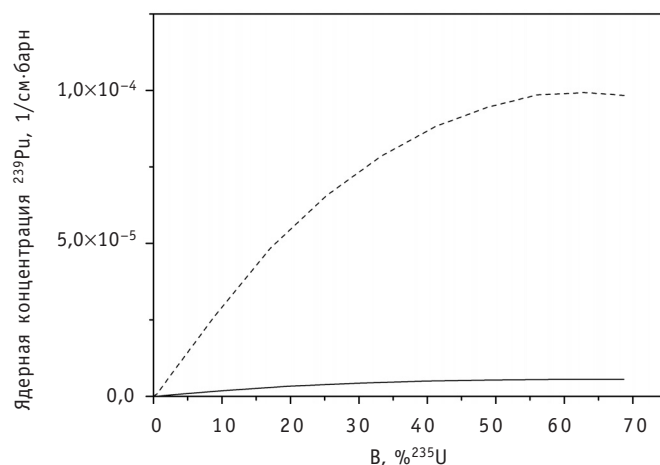


Рис. 4. Зависимость ядерной концентрации ^{239}Pu в топливе ТВС ИРТ-3М от выгорания ^{235}U : 1 – для ВОУ-топлива; 2 – для НОУ-топлива

Особое внимание стоит обратить на долю энерговыделения плутония. В таблице 4 приведена зависимость вклада в энерговыделение Pu для ТВС ИРТ-3М от выгорания ^{235}U .

Из данных табл. 4 видно, что с выгоранием топлива вклад в энерговыделение плутония возрастает. Для НОУ-топлива при величине выгорания 70% энерговыделение за счет плутония достигает 19%.

Вследствие увеличения доли плутония в балансе энерговыделения происходит изменение удельного расхода урана-235 на единицу выделившейся энергии при работе реактора. Поясним, что понималось под значением величины удельного расхода урана-235 в данной работе.

Таблица 4

Зависимость вклада в энерговыделение Pu для ТВС ИРТ-3М в зависимости от выгорания ^{235}U

Выгорание ^{235}U , %	Вклад в энерговыделение, % от всего энерговыделения	
	Диоксидное топливо (обогащение по ^{235}U 90%)	Уран-молибденовое топливо (обогащение по ^{235}U 19,7%)
3	0,04	0,62
10	0,15	2,20
20	0,31	4,45
30	0,48	6,73
40	0,65	9,18
50	0,86	11,93
60	1,11	15,22
70	1,48	19,38

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

Количество выгоревшего $m_{\text{выг}}$, т.е. разделившегося $m_{\text{дел}}$ и претерпевшего радиационный захват ^{235}U m_{γ} при работе реактора на мощности N МВт в течение времени t сут можно записать в виде

$$m_{\text{выг}} = m_{\text{дел}} + m_{\gamma} = \varepsilon \cdot N \cdot t + \frac{\sigma_{\gamma}}{\sigma_f} \cdot m_{\text{дел}}, \quad (3)$$

где ε – масса урана (г), который необходимо разделить, чтобы получить энергию 1 МВт·сут; $\frac{\sigma_{\gamma}}{\sigma_f} = \alpha$ – параметр, зависящий от энергии нейтронов, взаимодействующих с топливом.

Следовательно,

$$m_{\text{выг}} = \varepsilon \cdot (1 + \alpha) \cdot N \cdot t, \quad (4)$$

тогда

$$Y = \frac{m_{\text{выг}}}{N \cdot t} = \varepsilon \cdot (1 + \alpha), \quad (5)$$

где Y – удельный расход ^{235}U , г $^{235}\text{U}/(\text{МВт} \cdot \text{сут})$.

Например, в реакторах на тепловых нейтронах для ^{235}U часто используются значения $\varepsilon = 1,05$, $\alpha = 0,17$. Соответственно, $Y \approx 1,23$ г $^{235}\text{U}/(\text{МВт} \cdot \text{сут})$.

Проведен расчет удельного расхода урана-235 для ТВС ИРТ-3М в зависимости от выгорания ^{235}U . В таблице 5 приведена зависимость удельного расхода ^{235}U от выгорания ^{235}U для ТВС ИРТ-3М, откуда следует, что удельный расход урана-235 с выгоранием топлива уменьшается, что обусловлено накоплением и дальнейшим делением плутония.

Таблица 5

Зависимость удельного расхода ^{235}U для ТВС ИРТ-3М в зависимости от выгорания ^{235}U

Выгорание ^{235}U , %	Удельный расход ^{235}U , г $^{235}\text{U}/(\text{МВт} \cdot \text{сут})$	
	Диоксидное топливо (обогащение по ^{235}U 90%)	Уран-молибденовое топливо (обогащение по ^{235}U 19,7%)
3	1,251	1,250
10	1,250	1,242
20	1,247	1,230
30	1,245	1,218
40	1,243	1,206
50	1,240	1,194
60	1,238	1,182
70	1,236	1,169

Представленные данные для удельного расхода топлива аппроксимируются линейной зависимостью. С учетом данной зависимости с хорошей точностью возможно определить время работы реактора на мощности для достижения необходимого среднего выгорания. Отметим, что зависимости удельного расхода подходят практически для всех видов топлива с данным обогащением.

Время, в течение которого достигается необходимое среднее выгорание, можно определить по формуле

$$t = \frac{m_{\text{выг}}}{Y \cdot N} = \frac{3 \cdot B}{Y \cdot N}, \text{ сут}, \quad (6)$$

где Z – загрузка урана-235, г; B – выгорание урана-235, доля от начального содержания; U – удельный расход, г $^{235}\text{U}/(\text{МВт}\cdot\text{сут})$; N – мощность, МВт.

ТЕСТИРОВАНИЕ МЕТОДИКИ ЗАДАНИЯ ФИКТИВНОГО ОСКОЛКА

В результате проведенных исследований были получены полиномиальные зависимости актинидов, значимых осколков и двух фиктивных осколков от глубины выгорания урана-235. Эти полиномиальные зависимости позволяют задать детальный изотопный состав выгоревших ВОУ или НОУ ТВС ИРТ-3М для расчета реактора ИРТ по программе MCNP или MCU исходя из распределения глубины выгорания урана-235 по активной зоне, рассчитанного по инженерной диффузионной программе.

Для тестирования разработанной методики проведен расчет загрузки реактора ИРТ МИФИ на 04.02.2009 (16 ВОУ ТВС ИРТ-3М, средняя по активной зоне глубина выгорания урана-235 28,7%). Трехмерное распределение глубины выгорания урана-235 по ТВС активной зоны было рассчитано с помощью диффузионной программы TIGRIS [8]. В результате расчета по программам MCNP 4B и MCU5-REA был получен эффективный коэффициент размножения нейтронов для экспериментального критического состояния с изотопным составом выгоревшего топлива: 1,0019 ($\pm 0,0004$) и 1,0032 ($\pm 0,0004$) соответственно.

Разработанная методика задания изотопного состава позволяет получать адекватные результаты при расчете активной зоны ИРТ с ВОУ ТВС ИРТ-3М. При этом использование полиномиальных зависимостей, полученных по MCNP+ORIGEN-S и MCU5-REA, дает близкие результаты.

ВЫВОДЫ

Использование в исследовательских реакторах низкообогащенного уранового топлива увеличивает влияние изотопов плутония на нейтронно-физические характеристики ТВС. Особое внимание стоит обратить на долю энерговыделения плутония и накопление продуктов деления.

Предложенная методика упрощения изотопного состава с хорошей точностью позволяет моделировать нейтронно-физические свойства ТВС и активных зон, их использующих. Показано, что коэффициент размножения нейтронов ячейки ИРТ на разных стадиях выгорания с учетом актинидов, выбранных значимых продуктов деления и фиктивных осколков был таким же, как для задачи с полным изотопным составом.

Литература

1. Аден В.Г., Карташев Е.Ф., Лукичев В.А., Лавренюк П.И. и др. Российская программа снижения обогащения топлива в исследовательских реакторах. Состояние и перспективы// Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение – 2005. – №5 (88). – С. 3-9.
2. Hanan N.A., Pond R.B., Woodruff W.L., Bretscher M.M., and Matos J.E. The use of WIMS-ANL lumped fission product cross sections for burned core analysis with the MCNP Monte Carlo code/ Proceedings of the International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (October 18-23, 1998 Sao Paulo, Brazil).
3. Judith A., Briesmeister Ed. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B. – LA-12625-M, Version 4B, 1997.
4. SCALE: a Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation. ORNL/NUGER/CSD-2/R4, v. I – III, 1993.
5. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Городков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Кулаков А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Олейник Д.С., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Статус MCU-5//ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. 2011. – Вып. 4.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

6. *Юдкевич М.С.* Программа BURNUP для расчета изменения изотопного состава реактора в процессе кампании/ИАЭ-6048/5. М. 1997.

7. *Баранов В.Г., Тихомиров Г.В., Харитонов П.Е., Хлунов А.В.* Моделирование выгорания ядерного топлива исследовательских реакторов при переходе на низкое обогащение//Атомная энергия. – 2010. – Т. 108. – Вып. 1. – С. 40-45.

8. *Щуровская М.В., Алферов В.П.* Расчет и эксперимент при определении эксплуатационных характеристик исследовательского реактора//Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – Вып. 4. – С. 254-262.

Поступила в редакцию 29.03.2012

The liquid metal coolants including lead containing metallic melts are used in a number of nuclear reactors at present. The impurities being contained in the coolant, primarily oxygen impurity, exert an important effect on its quality. Knowledge of the true values of the thermodynamic activity (TDA) of oxygen in different parts of the circuit enables this quantity to be held in a proper range. This is necessary to prevent slag formation and oxide phase crystallization in the "cold" parts of the circuit and preserve the protective oxide coating on the inner surfaces of structural materials in the "hot" sites. To do this, the OASCR calibration rig capable of reproducing the different modes of oxygen activity in liquid lead is constructed and tested. The OASCR calibration rig is entered in the State List. In SSC RF IPPE the OAA-1 analyzer is developed as well, to measure the oxygen activity in liquid lead and lead-bismuth. The analyzer makes it possible to take continuous remote measurements of the thermodynamic activity of oxygen in molten lead. In 2011 the OAA-1 analyzers were successfully tested using the OASCR test rig.

УДК 621.039.51

Optimization of Isotopic Composition Identification by Program Code MGAU using Statistical Methods \ V.I. Boyko, M.E. Silaev, Y.V. Nedbaylo; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 6 pages, 2 illustrations. – References, 8 titles.

This paper includes statistical analysis of isotopic composition results that were got with program MGAU. Multivariate analysis was chosen as suitable statistical method. In accordance with results of analysis the recommendations were made for using of this program code in combination with Low Energy Germanium Detector. These recommendations give opportunity to optimize of measurement process of uranium isotopic composition.

УДК 621.039.51

IRT Research Reactor Burnup Calculation for the Analysis of Conversion to Low Enrichment Uranium Fuel \ S.V. Ivakhin, A.I. Radaev, G.V. Tikhomirov, M.V. Shchurovskaya; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 10 pages, 5 tables, 4 illustrations. – References, 8 titles.

Neutronic characteristics of IRT-3M fuel assembly with dioxide high enrichment uranium (HEU) fuel and uranium-molybdenum low enrichment uranium (LEU) fuel are considered. Results of calculation of irradiated fuel isotope composition are presented. Test problems for IRT cells with HEU and LEU fuel calculated by MCU and MCNP codes are proposed.

УДК 621.311.25.004.7

Creation and Application of Multidimensional Information Models of NPP Unit for Decommissioning \ B.K. Bylkin, V.L. Tikhonovsky, D.V. Chuyko; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 11 pages, 3 illustrations. – References, 10 titles.

Basic principles of the imitational modeling application for the nuclear power plant decommissioning planning have been described.

УДК 532.546

The comparison of Two Approaches for Calculation of the Force Interaction of the Two-Phase Flow with Tube Bundle \ V.G. Asmolov, V.N. Blinkov, V.I. Melikhov, O.I. Melikhov, A.A. Nerovnov, Y.V. Parfenov; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetika» (Communications of Higher Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2012. – 6 pages, 2 illustrations. – References, 10 titles.

The comparison of the two different approaches for simulation of the force interaction of the two-phase flow with the external surfaces is presented in the paper. The two-velocity two-phase flow model was developed for calculation of the two-phase pressure drop for the cross flow across tube bundle. The pressure drops across tube bundle were calculated with this model using two different approaches for simulation of the two-phase flow drag with the tube bundle. The calculated results