

ТОРИЕВАЯ РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА МАЛОЙ МОЩНОСТИ, РАБОТАЮЩАЯ В СВЕРХДЛИННОЙ КАМПАНИИ

И.В. Шаманин, Ю.Б. Чертков, С.В. Беденко

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет
634050, г. Томск, проспект Ленина, 2*



В численных экспериментах, выполненных в Институте безопасности и реакторных технологий (ISR-2) научного центра Forschungszentrum Julich (Германия, г. Юлих, 1998 – 1999 гг.), было установлено, что отношение объема замедлителя к объему топлива, при котором резонансное поглощение нейтронов минимально, для торий-плутониевой топливной композиции значительно превосходит таковое для урановой топливной композиции при равных концентрациях делящихся нуклидов. Это позволило определить геометрию загрузки активной зоны и состав торий-плутониевого топлива, обеспечивающие возможность организации сверхдлинных кампаний в реакторе типа ВВЭР.

В работе такая возможность показана для высокотемпературной ториевой реакторной установки мощностью 60 МВт, где отношение объема замедлителя к объему резонансного поглотителя находится в интервале (45 – 60). Именно такие реакторные установки малой мощности могут составить основу региональной энергетики России.

Цель работы – исследование нейтронно-физических характеристик ториевой реакторной установки малой мощности с топливными блоками и топливными таблетками разных конфигураций для выбора конструкции активной зоны и ее загрузки, обеспечивающих оптимальное использование в ней тория и получение максимально возможной энерговыработки в сверхдлинной кампании. Исследования и численные эксперименты выполнены с привлечением верифицированных расчетных кодов программ MCU5 [1] и WIMSD5B [2], современных библиотек оцененных ядерных данных (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0, РОСФОНД, БРОНД, БНАБ [3, 4] и др.) и многогрупповых приближений.

Ториевая реакторная установка предложенной конструкции является установкой на быстрых и промежуточных нейтронах. Результаты расчетов позволяют утверждать, что установка с предложенными конфигурацией топливного блока и топливной таблетки, а также составом ядерного топлива может проработать не менее 3500 эффективных суток на мощности 60 МВт.

Ключевые слова: торий, плутоний, ториевая реакторная установка малой мощности, сверхдлинная кампания.

СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ ПЕРВОГО ЭТАПА РАСЧЕТОВ ТОРИЕВОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Проводимые в России научные исследования по реализации новой технологической платформы опираются на идеи расширенного воспроизводства топлива в замкнутом топ-

© И.В. Шаманин, Ю.Б. Чертков, С.В. Беденко, 2016

ливном цикле и физические принципы реакторов на быстрых нейтронах [5 – 7]. Под новую технологическую платформу подпадают также инновационные проекты реакторных установок (РУ) малой мощности. Перспективным направлением в этой сфере развития ядерной энергетики являются высокотемпературные газоохлаждаемые ядерные реакторы с ториевым топливом, обладающие свойствами транспортабельности, 100%-ым заводским изготовлением, малым временем монтажа и способностью работать длительное время без перегрузки. Именно такие маломощные РУ, доведенные до коммерческого конкурентно-способного уровня, должны составить основу региональной энергетики России.

В работах [8, 9] представлены результаты первого этапа нейтронно-физических исследований 3D-модели маломощной высокотемпературной ториевой реакторной установки (ВГТРУ) на основе топливного блока унифицированной конструкции.

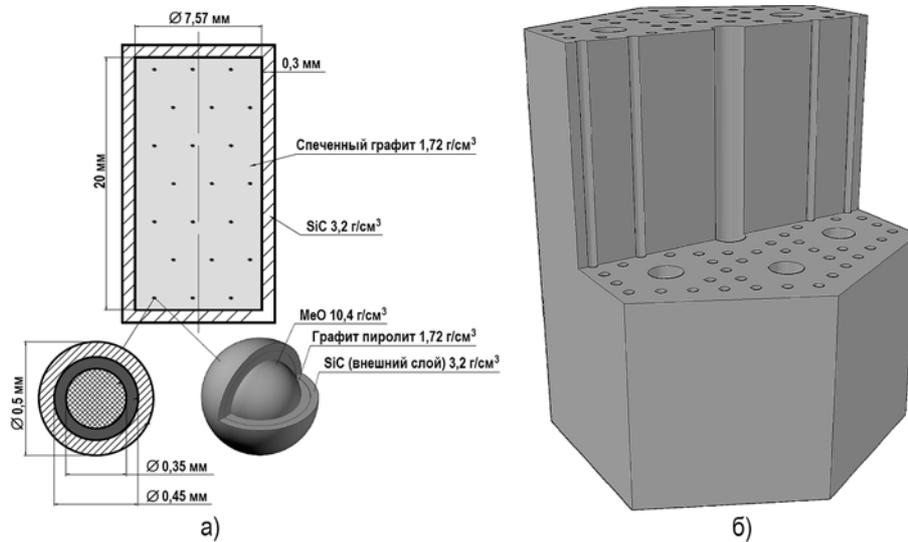


Рис. 1. Расчетная модель тепловыделяющей сборки ВГТРУ: а) – топливная таблетка ВГТРУ типа 0500 и 1000; б) – топливный блок унифицированной конструкции ВГТРУ

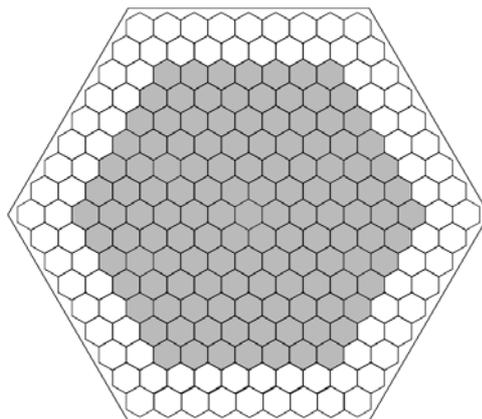


Рис. 2. Радиальное сечение активной зоны ВГТРУ

Расчетная модель ВГТРУ создана с помощью программ серии MCU5 [1] и подходов, реализованных в работах [10, 11]. Разработаны модели микрокапсулированного топлива (МТ), топливных таблеток (ТТ), топливных блоков (топливный блок унифицированной конструкции) (рис. 1) и активной зоны (АЗ) реактора (рис. 2).

Конфигурация МТ, ТТ и толщины покрытий выбраны на основании научных исследо-

ваний и технических решений, предложенных в [10 – 19].

Микрокапсулированное топливо. Выбранная конфигурация МТ диаметром 500 мкм (рис. 1а, табл. 1) представляет собой сферический топливный керн, покрытый последовательными слоями пиролитического углерода (PyC) и карбида кремния (SiC), диспергированный в графитовую матрицу цилиндрических ТТ, которые размещаются в активной зоне ВГТРУ. В качестве делящегося материала использовалась торий-плутониевая топливная композиция.

Таблица 1

Технические характеристики топлива и условия его эксплуатации

Характеристики	Значение
Характеристики топливной таблетки:	
Высота, м	0,020
Диаметр, м	0,012
Толщина покрытия SiC, мкм	300
Масса тяжелого металла, кг	$0,411 \cdot 10^{-3}$
Топливный керн (микротопливо)	
Диаметр топливного керна с покрытием, мкм	500
Толщина слоя внутреннего покрытия PyC, мкм	40
Толщина слоя внешнего покрытия SiC, мкм	35
Ресурс эксплуатации микротоплива	35
Флюенс быстрых нейтронов, m^{-2}	$\sim 10^{25}$
Температура, К	1573

По мере выгорания делящегося материала образовавшиеся в топливном кернах продукты деления при высоких температурах диффундируют, но благодаря системе матричных покрытий остаются в пределах МТ и ТТ. PyC-слой локализует газообразные продукты деления и является первым диффузионным барьером, защищающим второй SiC-слой от коррозионного воздействия на него твердых продуктов деления. SiC-слой в силу своих превосходных физико-механических и теплофизических характеристик является основным силовым покрытием и диффузионным барьером по отношению прежде всего к твердым продуктам деления [15 – 17]. Дополнительный барьер безопасности образован графитовой матрицей и герметичной оболочкой на поверхности ТТ в виде SiC-покрытия толщиной 300 мкм.

К недостатку МТ с карбидокремниевым покрытием относят низкую коррозионную стойкость SiC при контакте с металлами (примеси в ядерном кернах, элементы конструкций топливных сборок), взаимодействие с которыми протекает с заметной скоростью при температурах более 950 К, что приводит к образованию легкоплавкой эвтектики, разрушающей покрытия [17].

Предварительные оценки экономической эффективности производства энергии показали, что техническое решение, основанное на двухслойных покрытиях, упрощает процедуру изготовления МТ и ТТ, значительно уменьшает топливную составляющую затрат.

Выбранная конфигурация керна, покрытий, ТТ и топливных блоков ВГТРУ исключает контакт с металлами, что позволяет повысить заявленный в работах [16, 17] ресурс эксплуатации МТ на 30 %; ресурс эксплуатации МТ и ТТ ограничен температурой 1250 К и флюенсом быстрых нейтронов $\sim 10^{25} m^{-2}$.

Топливная таблетка. В расчетах рассматривались три типа цилиндрических ТТ (рис. 1а, табл.1) с условным обозначением 0500, 1000 и 2000. Конструктивные характеристики ТТ типа 0500 и 1000 – $\varnothing 8,17 \cdot 10^{-3}$ м, высота $2,06 \cdot 10^{-2}$ м; типа 2000 – $\varnothing 12,00 \cdot 10^{-3}$ м, высота $2,06 \cdot 10^{-2}$ м.

Топливный блок унифицированной конструкции (ТВС). ТВС ВГТРУ (рис. 16) представляет собой шестигранный блок из плотного высокографитированного материала,

обработанного при температуре 3000 К, имеющий каналы для размещения ТТ и прохода теплоносителя. Размер «под ключ» такого блока 0,2 м, высота 0,8 м; 78 каналов $\varnothing 8,17 \cdot 10^{-3}$ м для ТТ типа 0500 и (или) 1000, $12,00 \cdot 10^{-3}$ м для ТТ типа 2000; 7 каналов $\varnothing 2,4 \cdot 10^{-2}$ м для гелия.

В зависимости от состава тяжелого металла в ТТ исследовались ТВС двух типов с условным обозначением XXXXВ и XXXXZ. ТВС типа XXXXВ (первого типа): Pu – 10 %, ^{232}Th – 90 %. ТВС типа XXXXZ (второго типа): Pu – 50%, ^{232}Th – 50%.

По результатам сравнения нейтронно-физических характеристик рассматриваемых вариантов выбрано несколько оптимальных компоновок АЗ реактора, ориентированных на создание маломощных РУ мощностью до 60 МВт [8]. Для выбранных компоновок АЗ получены результаты расчетов запаса реактивности реактора, распределения потока нейтронов и энерговыделения.

Установлено, что наиболее перспективным решением является вариант, когда АЗ реактора заполняется ТВС типа 2000Z2, содержащих ^{232}Th и Pu в одинаковых количествах [9].

ВГТРУ с ТВС типа 2000Z2 – это реактор с АЗ, укомплектованной ТВС второго типа с ТТ типа 2000, имеющими изотопный состав Pu (%) [19]: 238 – 0, 239 – 94, 240 – 5, 241–1, 242 – 0.

Предложенная компоновка АЗ ВГТРУ позволила снизить темп потери реактивности до 0,035 % в сутки и увеличить эффективную длительность кампании до 510 суток. Поперечное сечение реактора представлено на рис. 2 [8], а технические характеристики приведены в работе [9].

В работе [19] показано, что торий-плутониевая топливная композиция за счет аномалии в зависимости резонансного поглощения нейтронов от отношения объема замедлителя к объему топлива обеспечивает возможность организации сверхдлинной кампании в реакторе типа ВВЭР. Теперь это показано для высокотемпературной РУ малой мощности. При этом отношение объема замедлителя к объему резонансного поглотителя в РУ находится в интервале (45 – 60).

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТОРИЕВОЙ РУ МАЛОЙ МОЩНОСТИ В СВЕРХДЛИННОЙ КАМПАНИИ

В исследованиях, проведенных авторами, в работах [8, 9] показано, что если использовать загрузку ВГТРУ ТВС только одного типа, содержащих ^{232}Th и Pu в одинаковых количествах, распределение потока нейтронов и энерговыделения становится более равномерным по всему реактору, снижается темп потери реактивности и возрастает длительность кампании реактора. Этот расчетный результат использован для проведения дальнейших исследований реактора, работающего в сверхдлинной кампании.

В качестве расчетных моделей исследуемого реактора были выбраны

- элементарная ячейка реактора, состоящая из ТТ, окружающего ее графитового замедлителя и охлаждающего газа (для кода программы MCU);
- ячейка кластерного типа, состоящая из графитового блока, топливных ячеек и ячеек с охлаждающим газом (для кода программы WIMS).

В расчетах использовались ТТ с условными обозначениями 0817, 1017 и 1200. Диаметры этих ТТ соответственно равны $8,17 \cdot 10^{-3}$, $10,17 \cdot 10^{-3}$ и $12,00 \cdot 10^{-3}$ м. Используемая для создания расчетных моделей конфигурация ТТ и ТВС показана на рис. 1, классификация и состав ТТ сведены в табл. 2.

Процентное содержание тяжелого металла во всех типах ТТ (%): Pu – 50, ^{232}Th – 50; изотопный состав Pu (%) [19]: 238 – 0; 239 – 94; 240 – 5; 241–1; 242 – 0. По классификации, приведенной в [8], ТТ с условным обозначением 0817, 1200 – это ТТ типа 0500 и 2000.

Таблица 2

Классификация и материальный состав топливных таблеток ВГТРУ

Тип топливной таблетки	Объем топлива MeO ₂ , м ³	Объем графита, м ³	Объем SiC, м ³	Масса металла, кг
0817	$1,12 \cdot 10^{-8}$	$8,77 \cdot 10^{-7}$	$1,92 \cdot 10^{-7}$	$0,103 \cdot 10^{-3}$
1017	$1,40 \cdot 10^{-8}$	$8,54 \cdot 10^{-7}$	$2,39 \cdot 10^{-7}$	$0,128 \cdot 10^{-3}$
1200	$4,49 \cdot 10^{-8}$	$1,95 \cdot 10^{-7}$	$3,36 \cdot 10^{-7}$	$0,411 \cdot 10^{-3}$

На рисунке 3 приведены результаты сравнения размножающих свойств бесконечного реактора $\rho_{inf}(t)$ ($\rho_{inf} = (1 - k_{inf})/k_{inf}$), укомплектованного ТВС первого типа (ТВС1), работающего на мощности 60 МВт; спектры нейтронов в топливной части элементарной ячейки приведены на рис. 4. ТВС первого типа – это топливный блок, имеющий 78 топливных каналов для ТТ типа 0817, 1017, 1200 и семь каналов для гелия.

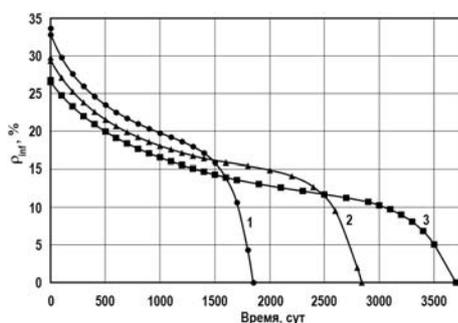


Рис. 3. Зависимость размножающих свойств ВГТРУ от времени работы для ТВС с ТТ типов 1 – 0817; 2 – 1017; 3 – 1200

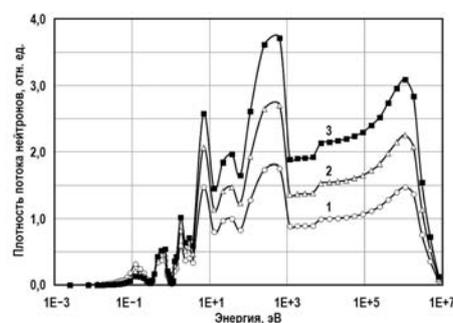


Рис. 4. Спектры нейтронов в топливной части ячейки ВГТРУ для ТВС с ТТ типов 1 – 0817; 2 – 1017; 3 – 1200

Анализ результатов расчетов показал, что при увеличении диаметра ТТ и соответственно загрузки ВГТРУ снижаются начальный запас реактивности и эффекты стационарного отравления, при этом длительность кампании реактора возрастает (см. рис. 3). Объясняется это тем, что с увеличением диаметра ТТ графита в реакторе становится меньше, что приводит к увеличению доли быстрых и промежуточных нейтронов. Таким образом, исследуемый реактор является реактором на быстрых и промежуточных нейтронах, в спектре которого практически отсутствуют тепловые нейтроны (см. рис. 4).

Из рисунка 3 также видно, что чем больше диаметр ТТ, тем меньше в целом за кампанию ежесуточные потери запаса реактивности. В реакторе происходит накопление вторичных делящихся нуклидов – ^{233}U и ^{241}Pu .

За время моделируемых кампаний ВГТРУ с ТВС1 в рассмотренных ТТ выгорает 95 % ^{239}Pu и 7,9, 9,6, 12,2 % ^{232}Th (табл. 3).

Наилучшим с точки зрения длительности кампании и вовлеченности в топливный цикл ^{232}Th является вариант загрузки реактора ТТ $\varnothing 12,00 \cdot 10^{-3}$ м. За время работы 3500 суток в топливной таблетке типа 1200 в среднем выгорает 93 % ^{239}Pu , 12,2 % ^{232}Th и нарабатывается $0,011 \cdot 10^{-3}$ кг ^{233}U и $0,0033 \cdot 10^{-3}$ кг ^{241}Pu . Это приводит к характерным изменениям запаса реактивности, показанным на рис. 3.

Дальнейшие исследования данного расчетного варианта ВГТРУ, укомплектованной ТВС1 с ТТ типа 1200 и дополнительными восемью стержневыми элементами с ^{232}Th , показали, что коэффициент размножения нейтронов (k_{inf}) заметно уменьшается, темп падения реактивности при работе реактора увеличивается, а длительность кампании сокращается примерно на 600 суток. Этот вариант не приводит к дополнительному полезному использованию ^{232}Th .

Таблица 3

Ядерные концентрации основных тяжелых нуклидов на начало и конец кампании ВТРУ

Нуклид	Начало кампании	Конец кампании		
		ТТ 0817	ТТ 1017	ТТ 1200
^{239}Pu	$2,09 \cdot 10^{20}$	$7,35 \cdot 10^{18}$	$7,11 \cdot 10^{18}$	$1,52 \cdot 10^{19}$
^{240}Pu	$1,10 \cdot 10^{19}$	$9,94 \cdot 10^{18}$	$5,97 \cdot 10^{18}$	$6,03 \cdot 10^{18}$
^{241}Pu	$2,20 \cdot 10^{18}$	$1,43 \cdot 10^{19}$	$1,43 \cdot 10^{19}$	$2,08 \cdot 10^{19}$
^{242}Pu	0	$1,15 \cdot 10^{19}$	$1,05 \cdot 10^{19}$	$8,22 \cdot 10^{18}$
^{232}Th	$2,29 \cdot 10^{20}$	$2,11 \cdot 10^{20}$	$2,07 \cdot 10^{20}$	$2,01 \cdot 10^{20}$
^{233}U	0	$7,49 \cdot 10^{18}$	$9,62 \cdot 10^{18}$	$1,27 \cdot 10^{19}$
Выгорание ^{239}Pu , %	-	96,5	96,6	92,7
Выгорание ^{240}Pu , %	-	96,4	45,7	45,2
Выгорание ^{232}Th , %	-	7,86	9,61	12,2
Кампания, сут		1800	2800	3500

При уменьшении доли Pu в данном расчетном варианте ниже 50 % однозначно уменьшится запас реактивности реактора, а длительность кампании существенно сократится. Поэтому был рассмотрен случай, в котором доля Pu в ТТ типа 1200 была увеличена до 55 %.

Расчеты показали, что в этом случае запас реактивности ВТРУ повышается до 26,7%, а кампания увеличивается примерно на 300 суток. Выигрыша в выгорании Pu и ^{232}Th в такой загрузке нет, но этот расчетный вариант – хороший путь к увеличению длительности кампании реактора.

Отметим, что наличие в оружейном плутонии 5 % ^{240}Pu приводит к заметной наработке ^{241}Pu , ядерная концентрация которого более чем в два раза превышает концентрацию ^{233}U практически на протяжении всей кампании (рис. 5). Если определить коэффициенты воспроизводства ^{233}U и ^{241}Pu как отношение увеличения концентрации этих нуклидов к уменьшению концентрации основного делящегося нуклида ^{239}Pu , то можно получить зависимости, показанные на рис. 6.

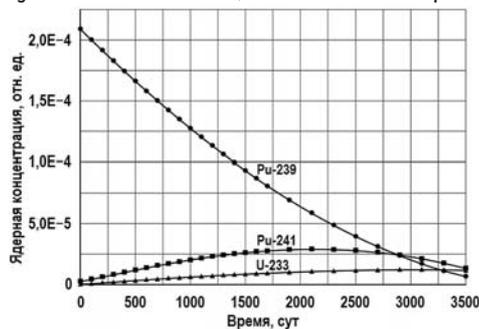


Рис. 5. Зависимость ядерных концентраций основных делящихся нуклидов от времени работы ВТРУ

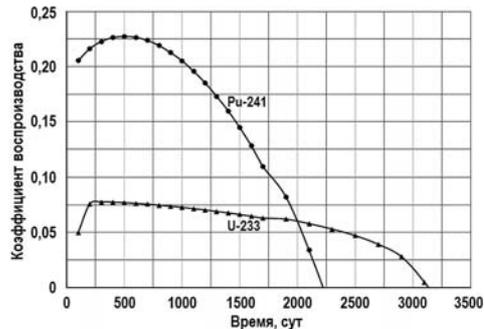


Рис. 6. Зависимость коэффициента воспроизводства ^{233}U и ^{241}Pu от времени работы ВТРУ

Если же в исходном варианте загрузки ТТ повысить содержание ^{240}Pu на полтора – два процента, то это может привести к дополнительной наработке ^{241}Pu , снижению темпа потери реактивности, увеличению кампании реактора и дополнительному полезному использованию ^{232}Th .

Так как исследуемый реактор не является тепловым, количество графита в ТВС должно сказываться на величине начального запаса реактивности. Этот факт определил дальнейшие пути исследований. Рассмотрены варианты ВТРУ с ТВС, в которых число топливных каналов было изменено: вместо 78 расчет был проведен для ТВС с 70 (ТВС2) и 86 (ТВС3) каналами, второй и третий расчетные варианты соответственно.

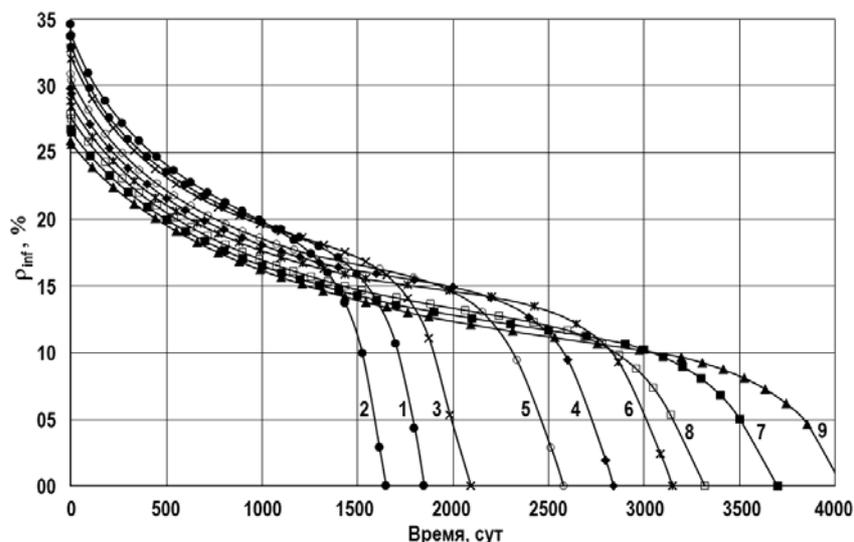


Рис. 7. Зависимости размножающих свойств ВГТРУ с ТВС и ТТ разных конфигураций: 1 – ТВС1 (ТТ 0817); 2 – ТВС2 (ТТ 0817); 3 – ТВС3 (ТТ 0817); 4 – ТВС1 (ТТ 1017); 5 – ТВС2 (ТТ 1017); 6 – ТВС3 (ТТ 1017); 7 – ТВС1 (ТТ 1200); 8 – ТВС2 (ТТ 1200); 9 – ТВС3 (ТТ 1200)

На рисунке 7 приведены результаты сравнений зависимости запаса реактивности реактора, укомплектованного ТВС первого, второго и третьего типов и работающего на мощности 60 МВт.

Таким образом, использование ТВС с уменьшенным количеством топливных каналов до 70 (второй расчетный вариант) приводит к уменьшению длительности кампании реактора на 250 – 300 суток. При этом начальный запас реактивности ВГТРУ для всех типов ТТ возрастает на ~1 %. Это говорит о том, что уменьшение общего количества топлива приводит к заметно меньшей наработке вторичных делящихся нуклидов и существенно большему темпу потери реактивности при работе реактора на мощности.

Увеличение количества топлива в ТВС (третий расчетный вариант) приводит к увеличению длительности кампаний реактора на 350 суток. Начальный запас реактивности ВГТРУ для всех типов ТТ при этом уменьшается примерно на ~1,5 %.

Таблица 4

Ядерные концентрации основных тяжелых нуклидов на начало и конец кампании ВГТРУ четвертого расчетного варианта

Нуклид	Начало кампании	Конец кампании
^{239}Pu	$2,29 \cdot 10^{20}$	$3,53 \cdot 10^{18}$
^{240}Pu	$1,10 \cdot 10^{19}$	$2,67 \cdot 10^{18}$
^{241}Pu	$2,20 \cdot 10^{18}$	$0,91 \cdot 10^{19}$
^{242}Pu	0	$1,03 \cdot 10^{19}$
^{232}Th	$2,29 \cdot 10^{20}$	$1,95 \cdot 10^{20}$
^{233}U	0	$1,13 \cdot 10^{19}$
Выгорание ^{239}Pu , %	–	97,8
Выгорание ^{240}Pu , %	–	75,7
Выгорание ^{232}Th , %	–	16,4
Кампания, сут	–	4700

Так как лучшие из рассмотренных результаты получены при использовании ТВС с 86 топливными каналами и с ТТ типа 1200 (см. рис. 7), такой реактор имеет минимальный из рассмотренных вариантов запас реактивности ($\approx 26\%$) и максимальную длительность

кампании (≈ 4000 суток). Решено продолжить исследование и рассмотреть вариант увеличения топливных каналов в ТВС.

При увеличении числа топливных каналов в ТВС до 100 (четвертый расчетный вариант) начальный запас реактивности уменьшается до 24,5 %, темп потери реактивности в сравнении с третьим расчетным вариантом также уменьшается, а кампания реактора возрастает до 4700 суток (рис. 8). Глубина выгорания ^{239}Pu составит при этом 97,8 %, ^{240}Pu – 75,7 %, ^{232}Th – 16,4 % (табл. 4).

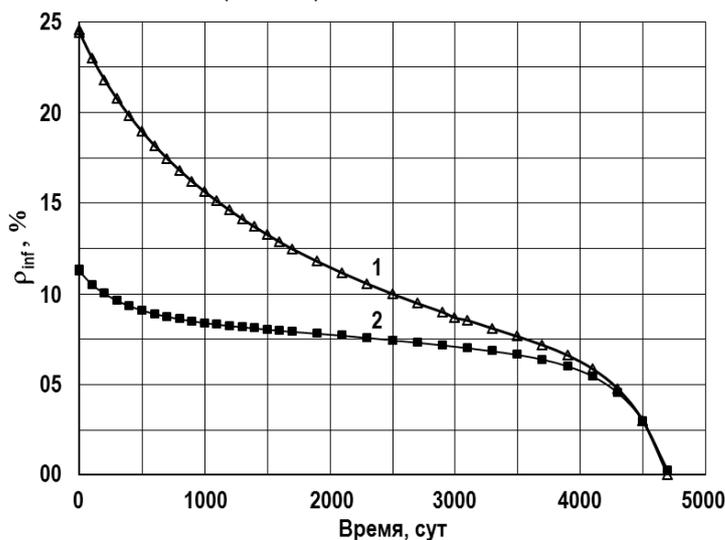


Рис. 8. Зависимости размножающих свойств ВГТРУ с ТТ разных конфигураций: 1 – ТВС4 с ТТ 1200; 2 – ТВС4 с ТТ 1200 (напыление ZrB_2)

Достаточно большой запас реактивности моделируемого реактора необходимо компенсировать стержнями регулирования, которые можно установить в каналы охлаждения.

Представляется интересным путь уменьшения запаса реактивности с помощью использования выгорающего поглотителя. Среди существующих поглотителей нейтронов в данном случае будет оптимальным естественный бор. Если напылить на боковые поверхности ТТ покрытие из ZrB_2 толщиной $\sim 0,1 \cdot 10^{-3}$ м, то можно получить для данной конфигурации ТВС и ТТ реактора кривую изменения запаса реактивности, показанную на рис. 8.

Выгорающий ^{10}B практически полностью выгорает за ~ 4000 суток, обеспечивая начальный запас реактивности 11,4 % вместо 24,5 % при его отсутствии. В интервале от 1000 до 3500 суток темп потери реактивности составляет в среднем $0,7 \cdot 10^{-3} \%$ в сутки, при этом потеря реактивности составит всего $\sim 1,75 \%$ (см. рис. 8).

При использовании выгорающего поглотителя число органов регулирования можно сократить более чем вдвое. Практически до конца кампании его запас реактивности изменяется очень медленно. В топливе такого реактора выгорает $\sim 95\%$ загруженного ^{239}Pu . Глубина выгорания топлива составит ≈ 120 ГВт·сут/т(тяж.мет.), а флюенс быстрых нейтронов за кампанию достигнет значения $\sim 10^{26}$ м $^{-2}$.

При формировании слоя из ZrB_2 может использоваться разработанная в Томском политехническом университете технология осаждения покрытий из различных материалов на поверхность топливных материалов из газовой фазы с плазменным ассистированием (PECVD-метод).

В отличие от существующих технологий осаждения покрытий использование PECVD-метода позволяет формировать покрытия из металлических материалов, а также материалов со сверхпрочными свойствами.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Численные эксперименты и их анализ позволили сформулировать концепцию РУ на основе топливного блока унифицированной конструкции. Согласно концепции, количество топливных блоков и размеры активной зоны ВТГРУ будут определяться значением мощности установки, необходимой для решения конкретной задачи, а топливо и топливные блоки – производиться серийно. Активная зона моделируемой ВТГРУ компонуется из топливных блоков с каналами для размещения топливных таблеток и гелия. Графитовый отражатель набирается из таких же блоков, но без отверстий для топлива.

Результаты расчетов позволяют сделать вывод о том, что ВТГРУ малой мощности, работающей в сверхдлинной кампании, должен быть реактор на эпитепловых нейтронах. Запас реактивности РУ составляет около 24,5 %. За 4700 суток в РУ с выбранной конфигурацией топливного блока (100 топливных каналов в ТВС) и топливной таблетки (типа 1200) выгорает 98 % ^{239}Pu , 75,7 % ^{240}Pu и 16 % ^{232}Th . Потеря реактивности на компенсацию стационарного отравления ^{135}Xe – около 0,25%, темп потери реактивности в интервале от 1000 до 3500 суток в среднем составит около $0,32 \cdot 10^{-2}$ % в сутки, а потеря реактивности ~ 8 %. Глубина выгорания топлива достигнет значения ≈ 120 ГВт-сут/т.

При увеличении мощности реактора с 60 до 150 и до 600 МВт возрастут потери реактивности на компенсацию стационарного отравления реактора ^{135}Xe (с 0,25 до 0,63 и 2,61% соответственно) и выгорания топлива. В результате длительность кампании будет сокращаться примерно в обратной пропорциональности к росту мощности.

Рассмотрен вариант уменьшения запаса реактивности с помощью выгорающего поглотителя. Расчеты показали, что напыление на боковые поверхности таблетки ZrB_2 толщиной $\sim 0,1 \cdot 10^{-3}$ м позволит существенно снизить темп потери реактивности. В интервале от 1000 до 3500 суток темп потери реактивности составит в среднем $0,7 \cdot 10^{-3}$ % в сутки, а потеря реактивности – примерно 1,75 % (вместо 8 % при отсутствии поглотителя). При формировании слоя из ZrB_2 может использоваться разработанная в Томском политехническом университете технология осаждения покрытий из различных веществ на поверхность ядерных материалов из газовой фазы PECVD-методом.

ВТГРУ с предложенными конфигурацией ТВС, топливной таблетки и составом топлива способна проработать 3500 эффективных суток на мощности 60 МВт.

Исследование выполнено при поддержке государства. ГК 14411.9990019.05.110 от 21.11.2014 г. Тема – Обоснование возможности и разработка программы использования торийсодержащих топливных материалов в ядерно-энергетических установках.

Литература

1. Oleynik D.S., Shkarovskiy D.A., Gomin E.A., et al. The status of MCU-5. // *Physics of Atomic Nuclei*. – 2012. – Vol. 75. – № 14. – PP. 1634-1646.
2. Daniel L. Aldama, Trkov A. Analysis of the Burnup Credit Benchmark with an updated WIMS-D library. // *Annals of Nuclear Energy*. – 2000. – Vol. 27. – Issue 2. – PP. 169-174.
3. *National Nuclear Data Center*. Brookhaven National Laboratory. Available at: <http://www.nndc.bnl.gov> (accessed 2 Dec. 2015).
4. *Российская библиотека файлов оцененных нейтронных данных*. Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского. Режим доступа: <http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/rosfond.php> (доступ 02.12.2015).
5. Орлов В.В., Филин А.И., Смирнов В.С. Быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем для крупномасштабной ядерной энергетике – М.: Наука. – 2001. – 221 с.
6. Ponomarev-Stepnoy N.N., Abrosimov N.G., Vasyaev A.V. et al. Similarity of high-temperature gas-cooled reactor technologies and designs in Russia and USA. // *Atomic Energy*. – 2010. – Vol. 108. – № 2. – PP. 89-96.
7. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Белозеров В.И. Реакторы с тяжелым теплоносителем и некото-

- рые теплогидравлические данные для них. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 3. – С. 100-112.
8. Шаманин И.В., Беденко С.В., Чертков Ю.Б., Губайдулин И.М. Газоохлаждаемый ядерный реактор с ториевым топливом на основе топливного блока унифицированной конструкции. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 3. – С. 124-134.
9. Shamanin I., Bedenko S., Chertkov Y., Gubaydulin I. Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design. // Advances in Materials Science and Engineering. – 2015. – Vol. 2015. – PP.1-8.
10. Glushkov, E.S., Garin, V.P., Glushkov, A.E. Statistical analysis of certificate data for HTGR microfuel. // Atomic Energy. – 2007. – Vol. 103. – № 4. – PP. 783 – 788.
11. Chukbar B.K. Verification of statistical method CORN for modeling of microfuel in the case of high grain concentration. // Physics of Atomic Nuclei. – 2015. – Vol. 78. – № 11. – PP. 1200-1205.
12. Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. Testing of HTR UO₂ TRISO fuels in AVR and in material test reactors. // Journal of Nuclear Materials. – 2013. – Vol. 441. – №1-3. – PP. 545-562.
13. Plukienea R., Ridikas D. Modeling of HTRs with Monte Carlo: from a homogeneous to an exact heterogeneous core with microparticles. // Annals of Nuclear Energy. – 2003. – Vol. 32. – № 16. – PP. 1573-1585.
14. Fu M., Liang T., Tang Y. Preparation of UO₂ kernel for HTR-10 fuel element. // Nuclear Science and Technology. – 2004. – Vol. 41. – № 9. – PP. 943-948.
15. Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. SiC-coated HTR fuel particle performance. // Ceramic Engineering and Science Proceedings. – 2013. – Vol. 33. – № 9. – PP. 33-70.
16. Minato K., Fukuda K., Ishikawa A., Mita N. Advanced coatings for HTGR fuel particles against corrosion of SiC layer. // Journal of Nuclear Materials. – 1997. – Vol. 246. – № 2-3. – PP. 215-222.
17. Hernikov A.S., Permyakov L.N., Fedik I.I. Fuel elements on the basis of spherical fuel particles with protective coatings for high-safety reactors. // Atomic Energy. – 1999. – Vol. 87. – № 6. – PP. 871-878.
18. Nabielek H., Van Der Merwe H., Fachinger J., et al. Ceramic coated particles for safe operation in HTRS and in long-term storage. // Ceramic Engineering and Science Proceedings. – 2010. – Vol. 30. – № 10. – PP. 193-202.
19. Шаманин И.В., Ухов А.А., Рюттен Г.И., Хаас К., Шереп В. Результаты моделирования параметров топливного цикла для водо-водяного энергетического реактора ВВЭР-1000 с загрузкой торий-уран-плутониевых топливных композиций. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2000. – № 4. – С. 53-64.

Поступила в редакцию 04.02.2016 г.

Авторы

Шаманин Игорь Владимирович, профессор, доктор физ.-мат. наук
E-mail: shiva@tpu.ru.

Чертков Юрий Борисович, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: chertkov@tpu.ru.

Беденко Сергей Владимирович, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: bedenko@tpu.ru.

UDC 621.039.5

THORIUM-LOADED LOW-POWER REACTOR INSTALLATION OPERATED WITH SUPER-LONG FUEL RESIDENCE TIME

Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Yu.B.

National Research Tomsk Polytechnic University. 30 Lenin av., Tomsk, 34050 Russia

ABSTRACT

It was established in numerical experiments conducted at the Institute for Safety Research and Reactor Technologies (ISR-2) of the research center Forschungszentrum Julich (1998 – 1999) that thorium-plutonium fuel composition ensures due to the presence of anomaly in the dependence of resonance neutron absorption on the ratio

of moderator volume to fuel volume the possibility to organize super-long duration of fuel residence in the cores of VVER-type reactors. Such possibility was demonstrated in the present study for high-temperature thorium-loaded reactor installation with 60 MW power. In this case the ratio of moderator volume to the volume of resonance absorber in the reactor core is within the interval of (45 – 60). It is specifically such type of low-power reactor installations that may constitute the basis of regional power generation in Russia.

The purpose of the study was to investigate the neutronics characteristics of thorium-loaded low-power reactor installation with fuel blocks and fuel pellets with different configurations in order to select the reactor core design and the core fuel load ensuring optimal utilization of thorium in it and obtaining maximum possible generation of energy in the course of super-long fuel residence in the core.

Implemented studies and numerical experiments were performed using verified computation codes included in the MCU5 and WIMSD5B software packages, updated libraries of evaluated nuclear data (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0, ROSFOND, BROND, ABBA and others) and multi-group approximations.

It was established that thorium-loaded reactor installation with suggested design is the installation operated with fast and intermediate neutrons. Results of calculation allow making the conclusion that reactor installation with suggested configuration of the fuel block and the fuel pellet, as well as with the fuel composition in question can be operated during not less than 3500 effective days at the power level of 60 MW without reloading.

Keywords: thorium, plutonium, thorium-loaded low-power reactor installation, super-long fuel residence.

REFERENCES

1. Alekseev N.I., Bol'shagin S.N., Gomin E.A., Gorodkov S.S., Gurevich M.I., Kalugin M.A., Kulakov A.S., Marin S.V., Novosel'tsev A.P., Oleynik D.S., Pryanichnikov A.V., Sukhino-Khomenko E.A., Shkarovskiy D.A., Yudkevich M.S. The status of MCU-5. *Physics of Atomic Nuclei*. 2012, v. 75, no. 14, pp. 1634-1646.
2. Daniel L. Aldama, Trkov A., Analysis of the Burnup Credit Benchmark with an updated WIMS-D library. *Annals of Nuclear Energy*. 2000, v. 27, iss. 2, pp. 169-174.
3. National Nuclear Data Center. Brookhaven National Laboratory. Available at: <http://www.nndc.bnl.gov> (accessed 2 Dec. 2015).
4. Rossijskaja biblioteka fajlov ocenennyh nejtronnyh dannyh. Gosudarstvennyj nauchnyj centr Rossijskoj Federacii – Fiziko-jenergeticheskij institut im. A.I. Lejpunskogo (Russian library of evaluated neutron data files. Joint Stock Company «State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Lejpunsky»). Available at: <http://www.ippe.ru/podr/abbn/libr/rosfond.php> (accessed 2 Dec. 2015) (in Russian).
5. Orlov V.V., Filin A.I., Smirnov V.S. Bystryj reaktor estestvennoj bezopasnosti so svincovym teplonositelem dlya krupnomasshtabnoj yadornoj energetiki [Fast Reactor natural safety with lead coolant for large-scale nuclear power]. Moscow, Nauka Publ., 2001. 221 p. (in Russian).
6. Ponomarev-Stepnoi N.N., Abrosimov N.G., Vasyaev A.V., Ganin M.E., Golovko V.F., Zverev D.L., Kodochigov N.G., Petrunin V.V. Similarity of high-temperature gas-cooled reactor technologies and designs in Russia and USA. *Atomic Energy*. 2010, v. 108, no 2, pp. 89-96.
7. Zhukov A.V., Kuzina Ju.A., Belozеров V.I. Reaktory s tyazhelym teplonositelem i nekotorye teplogidravlicheskie dannye dlya nih [Reactors with Heavy Liquid-Metal Coolants and Some Thermohydraulic Data for them]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2011, no 3, pp. 100-111 (in Russian).
8. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Y.B., Gubaydulin I.M. Gazoohlazhdaemyj yadernyj reaktor s torievym toplivom na osnove toplivnogo bloka unificirovannoj konstrukcii [Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design]. *Izvestia Visshikh Uchebnikh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2015, no 3, pp. 124-134 (in Russian).

9. Shamanin I., Bedenko S., Chertkov Y., Gubayduln I. Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design. *Advances in Materials Science and Engineering*. 2015, v. 2015, Article ID 392721, 8 p. doi:10.1155/2015/392721.
10. Glushkov E.S., Garin V.P., Glushkov A.E. Statistical analysis of certificate data for HTGR microfuel. *Atomic Energy*. 2007, v. 103, no 4, pp. 783-788.
11. Chukbar B.K. Verification of statistical method CORN for modeling of microfuel in the case of high grain concentration. *Physics of Atomic Nuclei*. 2015, v. 78, no 11, pp. 1200-1205.
12. Kania M.J., Nabelek H., Verfondern K. Testing of HTR UO_2 TRISO fuels in AVR and in material test reactors. *Journal of Nuclear Materials*. 2013, v. 441, no. 1-3, pp. 545-562.
13. Plukienea R., Ridikas D. Modelling of HTRs with Monte Carlo: from a homogeneous to an exact heterogeneous core with microparticles. *Annals of Nuclear Energy*. 2003, v. 32, no. 16, pp. 1573-1585.
14. Fu M., Liang T., Tang Y. Preparation of UO_2 kernel for HTR-10 fuel element. *Nuclear Science and Technology*. 2004, v. 41, no. 9, pp. 943-948.
15. Kania M.J., Nabelek H., Verfondern K. SiC-coated HTR fuel particle performance. *Ceramic Engineering and Science Proceedings*. 2013, v. 33, no 9. pp. 33-70.
16. Minato K., Fukuda K., Ishikawa A., Mita N. Advanced coatings for HTGR fuel particles against corrosion of SiC layer. *Journal of Nuclear Materials*. 1997, v. 246, no 2-3, pp. 215-222.
17. Hernikov A.S., Permyakov L.N., Fedik I.I. Fuel elements on the basis of spherical fuel particles with protective coatings for high-safety reactors. *Atomic Energy*. 1999, v. 87, no. 6, pp. 871-878.
18. Nabelek H., Van Der Merwe H., Fachinger J., Verfondern K., Von Lensa W., Grambow B., De Visser-Tynova E. Ceramic coated particles for safe operation in HTRS and in long-term storage. *Ceramic Engineering and Science Proceedings*. 2010, v. 30, no. 10, pp. 193-202.
19. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rutten H. J., Haas K., Sherer W. Rezultaty modelirovaniya parametrov toplivnogo cikla dlya vodo-vodyanogo energeticheskogo reaktora WWER-1000 s zagruzkoj torij-uran-plutonievyyh toplivnyh kompozicij [Results of the Simulation of Parameters of the Fuel Cycle for the WWER-1000 Reactor with (m%Th²³², n%U²³⁵, k%Pu²³⁹)O₂ Fuel Compositions]. *Izvestia Visshikh Uchebnykh Zavedeniy. Yadernaya Energetika*. 2000, no. 4, pp. 53-64 (in Russian).

Authors

Shamanin Igor' Vladimirovich, Head of the Department, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: shiva@tpu.ru.

Bedenko Sergej Vladimirovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: bedenko@tpu.ru.

Chertkov Yuriy Borisovich, Associate professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: chertkov@tpu.ru.