

# ГАЗООХЛАЖДАЕМЫЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР С ТОРИЕВЫМ ТОПЛИВОМ НА ОСНОВЕ ТОПЛИВНОГО БЛОКА УНИФИЦИРОВАННОЙ КОНСТРУКЦИИ

**И.В. Шаманин\*, С.В. Беденко\*, Ю.Б. Чертков\*, И.М. Губайдулин\*\***

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

*\*\*Российский федеральный ядерный центр, Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики, 607188, г. Саров, проспект Мира, 37*



Проводимые в России научные исследования по реализации новой технологической платформы опираются на идеи расширенного воспроизводства топлива в замкнутом топливном цикле и физические принципы реакторов на быстрых нейтронах. Под новую технологическую платформу подпадают также инновационные проекты реакторных установок малой мощности. Перспективным направлением в этой сфере развития ядерной энергетики являются высокотемпературные газоохлаждаемые ядерные реакторы с ториевым топливом, обладающие свойствами транспортабельности, заводским изготовлением, малым временем монтажа и способностью работать длительное время без перегрузки. Именно такие маломощные ядерные реакторы, доведенные до коммерческого конкурентоспособного уровня, должны составить основу региональной энергетики России. Цель работы – разработка концепции ториевой маломощной безопасной ядерной энергетической установки на основе топливного блока унифицированной конструкции.

Исследования и численные эксперименты выполнены с привлечением верифицированных расчетных кодов программ серии MCU-5, современных библиотек оцененных ядерных данных (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0, РОСФОНД, БРОНД, БНАБ и др.) и многогрупповых приближений.

В работе проведен анализ информационных материалов об использовании тория как топливного элемента в реакторных установках нового поколения и его дальнейших перспективах. Представлены результаты первого этапа нейтронно-физических исследований 3D-модели высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой реакторной установки на основе топливного блока унифицированной конструкции. Расчетная 3D-модель разработана с использованием кода программ серии MCU-5. По результатам сравнений нейтронно-физических характеристик рассматриваемых вариантов выбрано несколько оптимальных компоновок активной зоны реактора, ориентированных на создание малых модульных ядерных энергетических установок мощностью до 60 МВт. Для выбранных компоновок активной зоны приведены результаты расчетов запаса реактивности реактора, распределение потока нейтронов и энерговыделение.

**Ключевые слова:** торий, газоохлаждаемый ядерный реактор, топливный блок унифицированной конструкции, расчетная 3D-модель.

© И.В. Шаманин, С.В. Беденко, Ю.Б. Чертков, И.М. Губайдулин, 2015

## СОСТОЯНИЕ ИССЛЕДОВАНИЙ

Сегодня во многих странах принимаются программы развития ядерной энергетики. В России принята федерально-целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 – 2015 гг. и на перспективу до 2020 г.». В основе этой программы лежит новая технологическая платформа – замкнутый ядерный топливный цикл (ЯТЦ) и реакторы на быстрых нейтронах.

Под новую технологическую платформу подпадают исследования, направленные на разработку ядерных технологий, способных обеспечить полное вовлечение в топливный цикл природного урана и тория. В первую очередь, это технологии замкнутого ЯТЦ и реакторов на быстрых нейтронах (реакторы типа БН-600,-800,-1200), а также инновационные проекты перспективных типов реакторных установок и ядерных энергетических установок (ЯЭУ) малой мощности (10 – 100 МВт).

В последние годы был представлен целый спектр разработок в сфере маломощных ЯЭУ. Наиболее проработанными проектами являются малый модульный реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением, созданный японской компанией Toshiba, и конструкция ARC-100, продвигаемая на рынок американской компанией Advanced Reactor Concepts.

В России к достаточно проработанным и оформленным концепциям быстрых реакторов, по мощности подпадающих под категорию маломощных ЯЭУ, относится опытно-демонстрационный блок БРЕСТ-300-ОД [1, 2], планируемый к пуску на ОАО «Сибирский химический комбинат» к 2020 г., который станет новым звеном перспективной модели замкнутого ЯТЦ в России.

Другим направлением развития в малой модульной нише являются высокотемпературные и сверхвысокотемпературные ЯЭУ. По этому направлению был представлен целый ряд дизайнов и детально проработанных проектов с температурами в примерном диапазоне от 900 до 1200°C, из которых наиболее перспективными являются высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР) [3 – 9]. Технология ВТГР благодаря уникальным свойствам в части безопасности и экологичности может обеспечить комплексное энергоснабжение электричеством и теплом, в том числе решить актуальную проблему экономически эффективного производства водорода [4, 7, 9].

Очевидно, что маломощные ЯЭУ не являются оригинальной идеей, однако проекты по созданию на их основе реакторных установок с торийсодержащим топливом являются перспективным направлением в ядерной энергетике. Кроме того, для России рынок ториевых ЯЭУ малой мощности может стать потенциально благоприятным и приоритетным в региональной энергетике.

Цель исследования – разработка концепции ториевой маломощной безопасной ЯЭУ на основе топливного блока унифицированной конструкции.

Осуществление концепции предполагает, что при ее реализации будут приняты во внимание все новые знания, полученные в области реакторостроения и в физике нейтронов. Разработка концепции позволит приступить к комплексу работ, результатом которых станет проект высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой реакторной установки (ВТГРУ) и дальнейшая коммерциализация.

## АНАЛИЗ ИНФОРМАЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ОБ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ТОРИЯ КАК ТОПЛИВНОГО ЭЛЕМЕНТА В ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВКАХ

Изучение имеющейся расчетной и экспериментальной информации (Evaluated Nuclear Structure Data File (ENDSF), Experimental Nuclear Reaction Data (EXFOR)) о резонансном поглощении нейтронов ядрами тория и урана позволило констатировать существование одной важной особенности. В интервале энергий нейтронов от 4 до 30 эВ при вза-

имодействии последних с ядрами  $^{238}\text{U}$  наблюдаются два достаточно мощных резонанса с амплитудами около 11 000 и 8 000 б в зависимости сечения поглощения от энергии. При взаимодействии нейтронов с ядрами  $^{232}\text{Th}$  в этом же интервале энергий тоже имеется резонанс (около 300 б), но его амплитуда пренебрежимо мала по сравнению с резонансами в случае  $^{238}\text{U}$ . Эта особенность позволила объяснить обнаруженный нами в численных экспериментах важный факт. Он состоит в том, что при замене в оксидной топливной композиции  $(\text{U}, \text{Pu})\text{O}_2$  сырьевого  $^{238}\text{U}$  на сырьевой  $^{232}\text{Th}$  значительно (до пяти раз) увеличивалось оптимальное отношение объема воды (замедлителя) к объему топлива в размножающей системе из стержневых тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ) диаметром до 12 мм. Численные эксперименты были выполнены в Институте исследований безопасности и реакторных технологий (ISR-2) исследовательского научного центра Forschungszentrum Jülich (Германия, г. Юлих, 1998 – 1999 гг.). В этих исследованиях изучалась физика реакторной установки типа ВВЭР, работающей в длинных и сверхдлинных кампаниях топлива (до 10 лет) на основе тория, высокообогащенного урана и плутония [10].

В ходе дальнейших численных исследований [11, 12] и экспериментов (работы выполнены на базе исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т, уникальный id работ RFMEFI59114X0001) обнаружена еще одна особенность (аномалия) в зависимости резонансного поглощения от отношения объема замедлителя к объему топлива в мультиплицирующей торийсодержащей системе  $\{(m\%\text{U}, n\%\text{Th})\text{O}_2, (m\%\text{Pu}, n\%\text{Th})\text{O}_2\}$ , работающей в тепловом спектре нейтронов. Эта аномалия состоит в том, что при фиксированном значении характерного размера ядерного топливного элемента в определенном интервале изменения отношения объема замедлителя к объему топлива ( $V_{\text{зам}}/V_{\text{топ}}$ ) наблюдается резкий рост резонансного поглощения нейтронов. В этом интервале резонансное поглощение для урановой системы в три и более раз превосходит таковое для ториевой. Численные эксперименты были выполнены для мультиплицирующих систем с легководным и графитовым замедлителями. Особенно четко аномалия проявляется в случае графита при характерных размерах топливного ядра 300 – 400 мкм [4, 11 – 13].

Значительно меньшее резонансное поглощение в случае, когда сырьевым нуклидом является  $^{232}\text{Th}$ , обеспечивает два важных преимущества. Первое – сильный внутренний блок-эффект в распределении плотности потока эпитепловых нейтронов по объему топливного ядра, приводящий к поглощению замедляющихся нейтронов в относительно тонких периферийных слоях, в ториевой системе значительно ниже. В результате интегральное количество делений в ядерном топливном элементе при неизменных его размерах возрастает. Это обеспечивает значительное повышение эффективности использования топлива, в том числе за счет возрастания длительности кампании. Второе – значительно большее количество замедлителя в ториевой системе. Это обеспечивает значительное увеличение тепловой инерции со всеми вытекающими из этого преимуществами в части безопасности и надежности [4, 8, 10, 13 – 15].

Численные исследования и эксперименты проводились для топливных композиций, в которых плутоний или высокообогащенный по  $^{235}\text{U}$  уран выполняли функцию запала в стартовой загрузке активной зоны ЯЭУ, т.е. изучалась физика топливной композиции и ЯЭУ в ЯТЦ нового поколения. В частности, в случае композиции  $(m\%\text{Pu}, n\%\text{Th})\text{O}_2$  это был торий-плутониевый топливный цикл с предельно возможными глубинами выгорания делящихся изотопов плутония, образующихся и одновременно с этим выгорающих в течение кампании ядерного топлива.

Полученные результаты и особенности резонансного поглощения нейтронов, обнаруженные в мультиплицирующих решетках с торием, указывают на целесообразность пересмотра традиционных конструктивных решений, принятых для решеток, в том случае, если сырьевым нуклидом в них является  $^{232}\text{Th}$ .

Работы, выполненные в рамках трех государственных контрактов (Государственный контракт № П777, 2010 г.; Соглашение № 14.В37.21.0473, 2012 г.; Соглашение № 14411.9990019.05110, 2014 г.), позволили пересмотреть ряд конструктивных решений для мультиплицирующих решеток с торием. Проведена оптимизация геометрических характеристик твэлов и состава ядерного топлива, в том числе размеров частиц и покрытий микрокапсулированного топлива (микротопливо), диспергированного в графит топливных блоков высокотемпературной газоохлаждаемой реакторной установки, работающей в ЯТЦ с предельной глубиной выгорания. Полученные научные результаты и решения позволили приступить к комплексным нейтронно-физическим расчетам ВГТРУ.

### РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ГАЗООХЛАЖДАЕМОЙ ТОРИЕВОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

Конструктивные решения, принятые для ВГТРУ, и необходимые для сравнения нейтронно-физические характеристики определили расчетную модель реактора и степень детализации элементов активной зоны.

Расчетная модель ВГТРУ создана с помощью программы MCU-5 [16]. Геометрический модуль программы MCU-5 позволяет моделировать 3D-системы с геометрией любой сложности, используя комбинаторный подход, основанный на описании сложных систем комбинациями элементарных тел и поверхностей. Созданы детальные модели топливных таблеток (ТТ) с гетерогенным заданием топливных ядер, тепловыделяющих сборок (ТВС) и активной зоны (АЗ) ВГТРУ. Температура всех элементов АЗ и отражателя принята равной 1000°C. При разработке расчетной модели использовались реализованные в MCU-5 возможности описания сложных геометрических объектов, содержащих повторяющиеся элементы, с помощью сетей и решеток.

**Топливная таблетка и топливный керн.** Микротопливо представляет собой керн из делящегося материала с покрытием, диспергированный в графитовую матрицу цилиндрических ТТ, которые размещаются в АЗ ВГТРУ. В качестве делящегося материала (тяжелого металла) использовались Pu и  $^{232}\text{Th}$ , взятые в разных пропорциях. Микротопливо имеет два слоя покрытия: 1 – углерод пиролитический (PuC) с плотностью 1,9 г/см<sup>3</sup>, 2 – карбид кремния (SiC) с плотностью 3,20 г/см<sup>3</sup>. Конфигурации керна, покрытий и ТТ (рис. 1) выбраны на основании исследований, полученных в работах [4, 6, 8, 10 – 15].

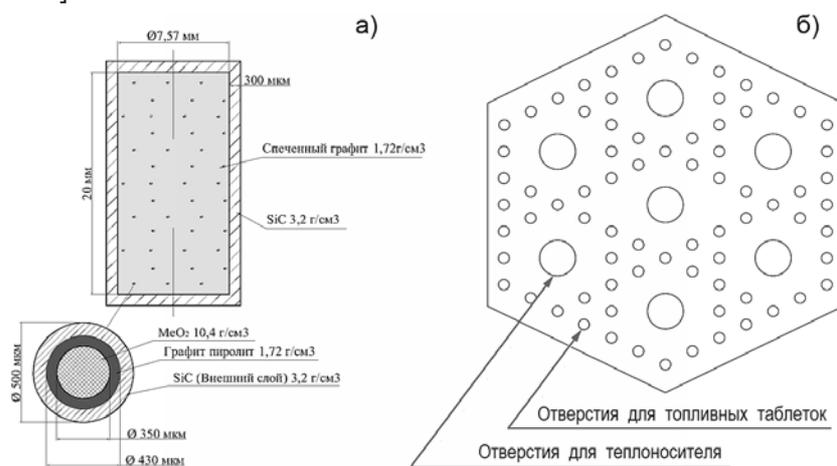


Рис. 1. Расчетная модель тепловыделяющей сборки ВГТРУ: а) – топливная таблетка ВГТРУ типа 0500 и 1000; б) – тепловыделяющая сборка ВГТРУ

Так как покрытия микротоплива выполнены из материалов, сечения которых не име-

ют существенных резонансных пиков, то для упрощения расчетов использован метод частичной гомогенизации. В этом приближении покрытия топливного керна гомогенизируются с графитовой матрицей. Допустимость гомогенизации покрытий подтверждена в [3, 5, 17], гомогенизация самого топливного керна является недопустимым приближением и вызывает заметные отклонения  $k_{eff}$  (до 7 – 8%) от более точного моделирования [5, 6] и экспериментальных результатов [17].

В расчетах рассмотрены три типа ТТ ВГТРУ. Конструкционные характеристики ТТ типа 0500 и 1000 (см. рис. 1): диаметр 8,17 мм (с покрытием из SiC); высота 20,6 мм (с покрытием из SiC); объем 1080 мм<sup>3</sup>. ТТ типа 2000: диаметр 12 мм (с покрытием из SiC); высота 20,6 мм (с покрытием из SiC); объем 2330 мм<sup>3</sup>. Детальная классификация рассматриваемых типов ТТ приведена в табл. 1.

Таблица 1

**Классификация топливных таблеток ВГТРУ**

Тип топливной таблетки	Объем топлива, мм <sup>3</sup>	Объем графита, мм <sup>3</sup>	Объем SiC, мм <sup>3</sup>	Масса металла, г
0500	11,22	877,01	191,70	0,1027
1000	22,45	853,87	203,60	0,2055
2000	44,89	1948,87	336,04	0,4109

В зависимости от состава тяжелого металла в ТТ рассматриваются ТВС типа XXXXB и XXXXZ. ТВС типа XXXXB (ТВС первого типа): Pu – 10 %, <sup>232</sup>Th – 90 %. ТВС типа XXXXZ (ТВС второго типа): Pu – 50%, <sup>232</sup>Th – 50%. Варианты изотопного состава Pu в ТТ приведены в табл. 2.

Таблица 2

**Изотопный состав плутония в топливных таблетках ВГТРУ**

Вариант изотопного состава Pu	<sup>238</sup> Pu, %	<sup>239</sup> Pu, %	<sup>240</sup> Pu, %	<sup>241</sup> Pu, %	<sup>242</sup> Pu, %
1	1,8	59	23	12,2	4
2	0	94	5	1	0

Например, ТВС 0500Z2 (ТВС второго типа) состоит из ТТ типа 0500 (см. табл. 1) со вторым изотопным составом Pu (см. табл. 2). Топливная таблетка: объем топлива (MeO<sub>2</sub>) – 11,22 мм<sup>3</sup>; объем графита – 877,01 мм<sup>3</sup>; объем SiC – 191,71 мм<sup>3</sup>; масса тяжелого металла – 0,1027 г. Процентное содержание тяжелого металла, %: Pu – 50, <sup>232</sup>Th – 50. Изотопный состав плутония, %: <sup>238</sup>Pu – 0, <sup>239</sup>Pu – 94, <sup>240</sup>Pu – 5; <sup>241</sup>Pu – 1; <sup>242</sup>Pu – 0.

**Тепловыделяющая сборка.** Шестигранный графитовый блок с размером «под ключ» 200 мм; 78 отверстий диаметром 8,2 мм для ТТ типа 0500 и (или) 1000, 12 мм для ТТ типа 2000; 7 отверстий диаметром 24 мм для прохода газообразного теплоносителя (гелия) (см. рис. 1).

**Активная зона.** Активные зоны набирались из указанных ТВС двумя способами (рис. 2):

– малая АЗ состоит из 91 ТВС с высотой топливосодержащей части 2400 мм, окруженная двумя рядами графитовых блоков без отверстий; снизу и сверху активная зона окружена графитом толщиной 300 мм;

– большая АЗ состоит из 127 ТВС с высотой топливосодержащей части 2000 мм или 2400 мм, окруженная двумя рядами графитовых блоков без отверстий; снизу и сверху

активная зона окружена графитом толщиной 300 мм.

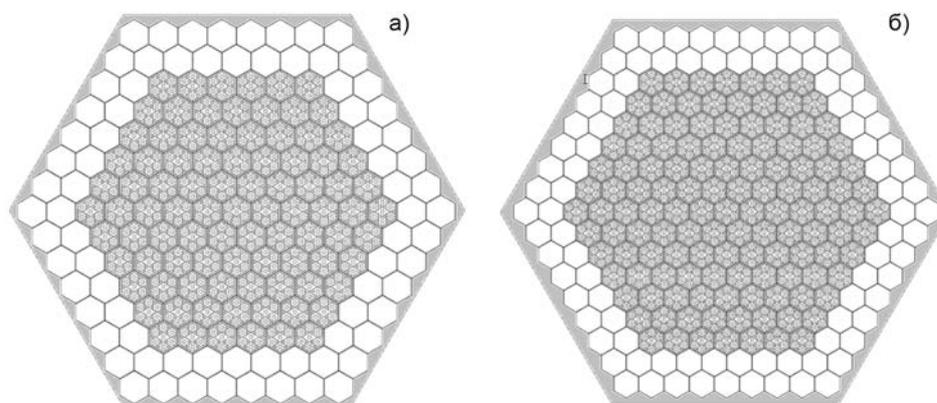


Рис. 2. Расчетная модель активной зоны ВГТРУ: а) – малая активная зона реактора с отражателем; б) – большая активная зона реактора с отражателем

### НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ГАЗООХЛАЖДАЕМОЙ ТОРИЕВОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

Нейтронно-физические расчеты проведены с использованием расчетного кода программы MCU, созданной в РНЦ «Курчатовский институт». Программа MCU-5 предназначена для прецизионного моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных в любых реакторах с учетом изменения изотопного состава материалов реактора в процессе кампании [16].

Константное обеспечение программы MCU-5 базируется на банке ядерных данных MCADB50. Входящая в MCADB50 библиотека ACE/MCU представляет собой поточечно представленные нейтронно-физические константы, получаемые при помощи международной программы NJOY-99 из файлов оцененных ядерных данных (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1 и JENDL-4.0). Библиотека БНАБ/MCU, также входящая в MCADB50, является расширенной и модифицированной версией 26-групповой системы констант БНАБ-78. Другие источники, входящие в банк ядерных данных MCADB50, – это российские (РОСФОНД – Российская национальная библиотека оцененных нейтронных данных, LIPAR – библиотека резонансных параметров, БОФС – библиотека обобщенных фоновых спектров замедлителей, BROND – библиотека оцененных нейтронных данных и др.) и доступные иностранные библиотеки (ENDSF, EXFOR).

Таким образом, банк ядерных данных MCADB50 состоит из констант, подготовленных как в групповом, так и в поточечном приближении, что позволило использовать в расчетах статистические алгоритмы, основанные на методе Монте-Карло, и многогрупповые приближения с подгрупповыми параметрами при расчете групповых коэффициентов в разложенном уравнении Больцмана.

Картограммы расстановки ТВС (типа 1 и 2) для большой и малой АЗ ВГТРУ показаны на рис. 3. Результаты расчета  $k_{eff}$  по программе MCU5 для всех рассмотренных расчетных вариантов ВГТРУ приведены в табл. 3.

Из рассмотренных расчетных вариантов наименьшими значениями  $k_{eff}$  обладают варианты с первым изотопным составом Pu. Поэтому они были исключены из дальнейшего рассмотрения. Полученные значения  $k_{eff}$  определяют запас реактивности данных вариантов компоновок АЗ ВГТРУ. Чем эта величина больше, тем больше будет длительность работы реактора. С этой точки зрения для дальнейшего рассмотрения можно оставить 2, 6 и 9 расчетные варианты, т.е. АЗ с ТВС типа 1000B2 и 1000Z2.

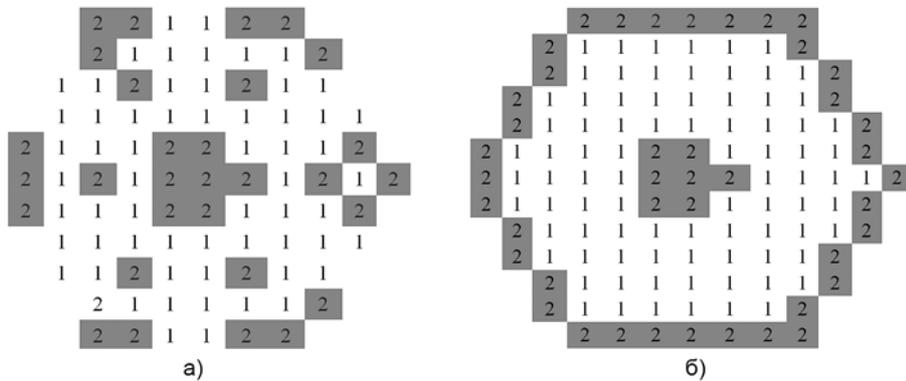


Рис. 3. Картограммы компоновки ТВС типа 1 и 2 ВГТРУ: а) – для малой активной зоны реактора; б) – для большой активной зоны реактора

Таблица 3

**Результаты расчета эффективного коэффициента размножения и запаса реактивности расчетного варианта ВГТРУ**

№	Высота активной зоны, мм	Тип активной зоны	Тип топливной таблетки	Вариант изотопного состава Pu	$k_{eff}$	$\Delta k/k, \%$
1	2000	Большая	1000	1	1,0591	5,57
2	2000	Большая	1000	2	1,2445	19,65
3	2000	Большая	500	1	0,9611	-4,06
4	2000	Большая	500	2	1,1243	11,06
5	2400	Малая	1000	1	1,0611	5,75
6	2400	Малая	1000	2	1,2471	19,81
7	2400	Малая	500	1	0,9785	-2,20
8	2400	Малая	500	2	1,1475	12,85
9	2400	Большая	1000	2	1,2665	21,49
10	2400	Большая	500	2	1,1612	13,76
11	2400	Большая	1000	1	1,0801	7,80
12	2400	Большая	500	1	0,9921	-1,52

Для выбранных расчетных вариантов получены распределения потоков нейтронов и энерговыделения, проведена оценка коэффициентов неравномерности. Коэффициенты неравномерности распределений потока нейтронов составляют ~1,5 для больших АЗ (2-й и 9-й варианты расчета) и ~1,4 – для малой АЗ (6-й вариант расчета). Аксиальный коэффициент неравномерности энерговыделения для АЗ высотой 2000 мм (2-й вариант расчета) составляет ~1,25, а для АЗ высотой 2400 мм (6-й и 9-й варианты) ~1,31. Радиальный коэффициент неравномерности распределения не превышает значения ~3.

Для расчетного варианта № 9, т.е. для большой АЗ ВГТРУ, укомплектованной ТВС типа 1000В2 и 1000Z2, запас реактивности составляет 21,49%. При работе реактора на мощности 60 МВт эффект стационарного отравления составляет ~3,5%, при этом темп потери реактивности ~0,123% в сутки. Это позволяет оценить длительность кампании реактора, которая не превысит 150 суток.

В случае малой АЗ (расчетный вариант № 4) запас реактивности имеет немного меньшее значение (~20 %), а за счет того, что она имеет существенно меньшие размеры (91 ТВС) темп потери реактивности в ней выше, чем для большой АЗ, соответственно длительность кампании реактора не превысит 110 суток.

Расчеты показали, что более перспективным представляется вариант, когда АЗ набирается из ТВС одного типа, содержащих  $^{232}\text{Th}$  и Pu в одинаковых количествах, например, из ТВС 1000Z1 или 1000Z2. Начальный запас реактивности ВГТРУ с ТВС типа 1000Z2 увеличивается при этом до 25,3 %, а длина кампании до 210 эфф. суток.

Еще одним из путей создания ВГТРУ была попытка увеличения загрузки топлива. Для этого использовалось топливо типа 2000 (см. табл. 1). Из такого топлива набирается большая активная зона (127 ТВС) с высотой 2400 мм. Масса плутония в такой активной зоне повышается примерно в четыре раза, при этом начальный запас реактивности ВГТРУ составляет 21,1 %, а темп потери реактивности снижается до 0,035%/сут.

На рисунках 4 и 5 приведены распределения энерговыделения и потока по радиусу большой АЗ, загруженной ТВС типа 2000Z2. Такая загрузка АЗ позволила уменьшить перекосы в распределении энерговыделения и потока нейтронов в сравнении с предыдущими вариантами расчета.

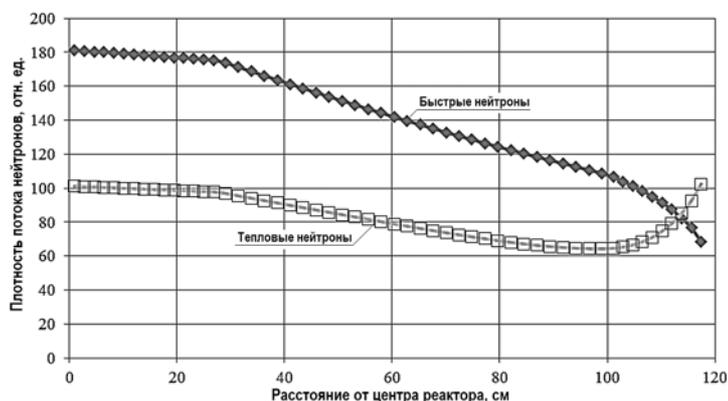


Рис. 4. Распределения плотности потока быстрых и тепловых нейтронов по радиусу большой активной зоны

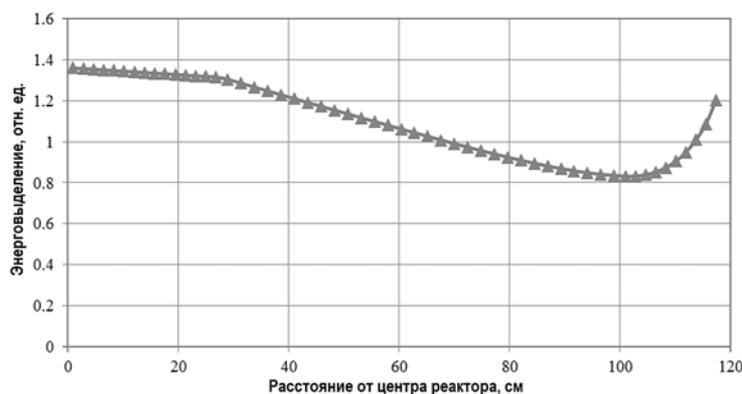


Рис. 5. Распределение энерговыделения по радиусу большой активной зоны

## ВЫВОДЫ

В работе представлены результаты первого этапа нейтронно-физических исследований 3D-модели высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой реакторной установки на основе топливного блока унифицированной конструкции. Расчетная 3D-модель разработана с использованием кода программ серии MCU-5. По результатам сравнений

нейтронно-физических характеристик рассматриваемых вариантов выбрано несколько оптимальных компоновок активной зоны реактора, ориентированных на создание малых модульных ядерных энергетических установок мощностью до 60 МВт.

Расчетные варианты № 2, 6 и 9 ВГТРУ с топливными сборками типа 1000В2 и 1000Z2 (см. табл. 3) – это реактор с большой и малой активными зонами, укомплектованными ТВС первого и второго типов, с топливными таблетками типа 1000, имеющими второй изотопный состав Pu (см. табл. 2).

Главный недостаток этих вариантов ВГТРУ заключается в том, что за короткое время кампании (150 сут для большой активной зоны и 110 сут для малой активной зоны)  $^{239}\text{Pu}$  успевает выгореть, а  $^{233}\text{U}$  не успевает накопиться в заметных количествах.

Расчеты показали, что более перспективным решением представляется вариант, когда активная зона реактора набирается из ТВС только одного типа, содержащая торий и плутоний в одинаковых количествах. В этом случае для большой активной зоны, загруженной ТВС типа 1000Z2, начальный запас реактивности увеличивается до 25,3 %, а длина кампании до 210 эфф. сут. При такой загрузке распределение плотности потока и энерговыделения становится более равномерным по всему реактору.

Загрузка большой активной зоны ВГТРУ ТВС типа 2000Z2 с высотой топливосодержащей части 2400 мм позволила увеличить массу плутония более чем в четыре раза и резко снизить темп потери реактивности до 0,035 % в сутки. Длительность кампании такой реакторной установки возросла до 510 эфф. сут.

Исследование выполнено на базе УНУ ИРТ-Т при финансовой поддержке государства в лице Минобрнауки России (RFMEFI59114X0001).

### Литература

1. Орлов В.В., Филлин А.И., Смирнов В.С. и др. Быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем для крупномасштабной ядерной энергетики – М.: Наука. – 2001. – 221 с.
2. Жуков А.В., Кузина Ю.А., Белозеров В.И. Реакторы с тяжелым теплоносителем и некоторые теплогидравлические данные для них // Ядерная энергетика. – 2011. – № 3. – С. 100-112.
3. Kiryushin A.I., Kodochigov N.G., Kuzavkov N.G. Project of the GM-MHR high-temperature helium reactor with gas turbine // Nuclear Engineering and Design. – 1997. – V. 173. – PP. 119-129.
4. 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. – V. 108. – № 2. – PP. 89-96.
5. Ponomarev-Stepnoy N., Kodochigov N., Sukharev Yu. et al. Neutronic Features of the GT-MHR Reactor // Nuclear Engineering and Design. – 2003. – V. 222. – PP. 161-171.
6. Seker V., Colak U. HTR-10 full core first criticality analysis with MCNP // Nuclear Engineering and Design. – 2003. – V. 222. – PP. 263-270.
7. Stainsby R., Peers K., Mitchell C. Gas cooled fast reactor research in Europe // Nuclear Engineering and Design. – 2011. – V. 241. – № 2. – PP. 3481-3489.
8. Fu M., Liang T., Tang Y. Preparation of  $\text{UO}_2$  kernel for HTR-10 fuel element // Nuclear Science and Technology. – 2004. – V. 41. – № 9. – P. 943-948.
9. Lee W.J., Kim Y.W., Chang J. Perspectives of nuclear heat and hydrogen // Nuclear Engineering and Technology. – 2009. – V. 41. – № 4. – PP. 412-426.
10. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rutten H.J., Haas K.A., Sherer W. The Use of (Th, U, Pu) $\text{O}_2$  Fuel in a Water Water Energy Reactor: Physics and Fuel Cycle Simulation by means of the V.S.O.P. (97) Computer Code // Forschungszentrum Julich. FZJ – ISR – IB – 1/1999. – 40 p.
11. Шаманин И.В. Следствия, вызванные отличиями структур резонансной области поглощения ядер  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$  // Альтернативная энергетика и экология. – 2006. – № 11 (43). – С. 47-53.
12. Shamanin I., Bedenko S., Gubaydulina I. Advantages of Thorium Nuclear Fuel for Thermal-Neutron Reactors // Advanced Materials Research. – 2015. – V. 1084. – PP. 275-279.
13. Allelein H.J., Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. Thorium fuel performance assessment in HTRs // Nuclear Engineering and Design. – 2014. – V. 217. – PP. 166-170.
14. Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. Testing of HTR  $\text{UO}_2$  TRISO fuels in AVR and in material

test reactors // Journal of Nuclear Materials. –2013. – V. 441. – №.1-3. – PP. 545-562.

15. *Nabielek H., Kohnlein W., Schenk W.* Development of advanced HTR fuel elements // Nuclear Engineering and Design. –1990. – V. 121. – №. 2. – PP. 199-210.

16. *Проект MCU.* Моделирование процесса переноса частиц методом Монте-Карло. URL: <http://mcuproject.ru/rinfo.html> (дата обращения: 01.04.2015).

17. *Пономарев-Степной Н.Н., Гуревич М.И., Носов В.И. и др.* Оцененные бенчмарк-эксперименты на критических сборках, моделирующие особенности ВТГР на стенде АСТРА // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2009. – Вып. 2. – С. 75-95.

Поступила в редакцию 17.06. 2015 г.

#### Авторы

Шаманин Игорь Владимирович, профессор, доктор физ.-мат. наук

E-mail: [shiva@tpu.ru](mailto:shiva@tpu.ru).

Беденко Сергей Владимирович, доцент, канд. физ.-мат. наук

E-mail: [bedenko@tpu.ru](mailto:bedenko@tpu.ru).

Чертков Юрий Борисович, доцент, канд. физ.-мат. наук

E-mail: [chertkov@tpu.ru](mailto:chertkov@tpu.ru).

Губайдулин Ильдар Мухарамович, инженер-исследователь, аспирант

E-mail: [ildar@tpu.ru](mailto:ildar@tpu.ru).

UDC 621.039.5

## **GAS-COOLED THORIUM REACTOR WITH FUEL BLOCK OF THE UNIFIED DESIGN**

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

National Research Tomsk Polytechnic University.

30, Lenin Avenue, Tomsk, 634050 Russia

#### ABSTRACT

Scientific researches of new technological platform realization carried out in Russia currently are based on ideas of nuclear breeding the fuel in closed fuel cycle and physical principles of fast neutron reactors. Innovative projects of low-power reactor systems correspond to the new technological platform. High-temperature gas cooled thorium reactors with good transportability properties, small installation time and operation without overloading for a long time are considered perspective. Such small modular reactor systems at good commercial, competitive level are capable of creating the basis of the regional power industry of the Russian Federation. The analysis of information about application of thorium as fuel in reactor systems and its perspective use in the future is presented in the work. The results of the first stage of neutron-physical researches of a 3D-model of the high-temperature gas-cooled thorium reactor based on fuel block of the unified design are given. Calculation 3D-model was developed using MCU-5 program code contemporary Libraries of Evaluated Nuclear Data (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1, JENDL-4.0, ROSFOND, BROND, BNAB and other) and multigroup approximations. According to the comparison results of neutron-physical characteristics several optimum reactor core compositions were chosen. According to the comparison results of neutron-physical characteristics of the considered modifications several optimum reactor core compositions intended for creation of small modular nuclear plants with the capacity to 60 MW were chosen. The selected calculation modifications refer to the reactor with large and small reactor cores with fuel assemblies containing Pu and Th in equal amounts. The reactivity margin with the larger reactor core is equal to ~21,1%, and the life-time is 510 effective days. The results of calculations of the reactivity margin, neutron flux and power density distribution in the core are presented in the work.

**Key words:** thorium, gas-cooled thorium reactor, fuel block a unified design, calculation 3D-model.

REFERENCES

1. Orlov V.V., Filin A.I., Smirnov V.S. et al. Bystryj reaktor estestvennoj bezopasnosti so svincovym teplonositelem dlja krupnomasshtabnoj jadernoj jenergetiki [Fast Reactor natural safety with lead coolant for large-scale nuclear power]. Moscow, Nauka Publ., 2001. 221 p. (in Russian).
2. Zhukov A.V., Kuzina Ju.A., Belozarov V.I. Reaktory s tjazhelym teplonositelem i nekotorye teplogidravicheskie dannye dljanih [Reactors with Heavy Liquid-Metal Coolants and Some Thermohydraulic Data for them]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*. 2011, no 3, pp. 100-112 (in Russian).
3. Kiryushin A.I., Ponomarev-Stepnoi N.N., Glushkov E.S. Project of the GM-MHR high-temperature helium reactor with gas turbine. *Nuclear Engineering and Design*. 1997, v. 173, pp. 119-129.
4. 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.
5. Ponomarev-Stepnoi N., Kodochigov N., Sukharev Yu., Marova E., Glushkov E., Fomichenko P. Neutronic Features of the GT-MHR Reactor. *Nuclear Engineering and Design*. 2003, v. 222, pp. 161-171.
6. Seker V., Colak U. HTR-10 full core first criticality analysis with MCNP. *Nuclear Engineering and Design*. 2003, v. 222, pp. 263-270.
7. Stainsby R., Peers K., Mitchell C. Gas cooled fast reactor research in Europe. *Nuclear Engineering and Design*. 2011, v. 241, no. 2, pp. 3481-3489.
8. 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.
9. Lee W.J., Kim Y.W., Chang J. Perspectives of nuclear heat and hydrogen. *Nuclear Engineering and Technology*. 2009, v. 41, no. 4, pp. 412-426.
10. Shamanin I.V., Ukhov A.A., Rutten H. J., Haas K., Sherer W. The Use of (Th, U, Pu) $O_2$  Fuel in a Water Water Energy Reactor (WWER-1000): Physics and Fuel Cycle Simulation by means of the V.S.O.P.(97) Computer Code. Forschungszentrum Julich, FZJ-ISR-IB-1/99, 1999, 40 p.
11. Shamanin I.V. Sledstviya, vyzvannye otlichijami struktur rezonansnoj oblasti pogloshheniya jader  $^{238}U$  i  $^{232}Th$  [Consequences caused by the differences in the structures of the resonance region of absorbing  $^{238}U$  and  $^{232}Th$ ]. *Alternativnaya energetika i ekologiya*. 2006, no. 11 (43), pp. 47-53.
12. Shamanin I., Bedenko S., Gubaydulin I. Advantages of Thorium Nuclear Fuel for Thermal-Neutron Reactors. *Advanced Materials Research*. 2015, v. 1084, pp. 275-279.
13. Allelein H.J., Kania M.J., Nabielek H., Verfondern K. Thorium fuel performance assessment in HTRs. *Nuclear Engineering and Design*. 2014, v. 217, pp. 166-170.
14. Kania M.J., Nabielek 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.
15. Nabielek H., Kohnlein W., Schenk W. Development of advanced HTR fuel elements. *Nuclear Engineering and Design*. 1990, v. 121, no. 2, pp. 199-210.
16. Proekt MCU. Modelirovanie processa perenosa chastic metodom Monte-Karlo [Project MCU. Modelling of process of transport of particles by the Monte Carlo method]. Available at: <http://mcuproject.ru/rinfo.html> (accessed 02.04.2014) (in Russian).
17. Garin V.P., Glushkov A.E., Glushkov E.S., Gomin E.A., Gurevich M.I., Zimin A.A., Kompaniec G.V., Kuharkin N.E., Lobyntsev V.A., Nosov V.I., Poljakov D.N., Ponomarev-Stepnoi N.N., Smirnov O.N., Tel'kovskaja O.V., Chunjaev E.I. Ocenennye benchmark-eksperimenty na kriticheskikh sborkah, modeliruyuschie osobennosti VTGR na stende ASTRA [Evaluated Benchmark Experiments in Critical Assemblies Modeling HTGR Peculiarities at the ASTRA Facility]. *VANT. Fizika yadernyh reaktorov*. 2009, v. 2, pp. 75-96 (in Russian).

**Authors**

Shamanin Igor' Vladimirovich, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: [shiva@tpu.ru](mailto:shiva@tpu.ru).

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

E-mail: [bedenko@tpu.ru](mailto:bedenko@tpu.ru).

Chertkov Yurij Borisovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: [chertkov@tpu.ru](mailto:chertkov@tpu.ru).

Gubaydulin Il'dar Mukharamovich, Research Engineer, PhD student

E-mail: [ildar@tpu.ru](mailto:ildar@tpu.ru).