

## Изменение эксплуатационных характеристик водо-водяного корпусного энергетического реактора модели ВВЭР-1000 при внедрении торий-плутониевого композита в топливную загрузку

А.А. Баталов,\* В.В. Кнышев†

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет  
Россия, 634050 Томск, пр. Ленина, д. 30*

(Поступила в редакцию 01.06.2023; подписана в печать 23.10.2023)

Подобрана перспективная альтернатива диоксиду урана и обосновано её применение для расширения ресурсного обеспечения современной ядерной энергетической промышленности. В качестве топлива использовался торий-плутониевый композит, обогащенный до 7% по плутонию, загружаемый в тепловыделяющие элементы в виде таблеток. Для достижения наибольшей продуктивности изменено водно-топливное отношение до 1,2, позволяющее добиться рекордной кампании в 1287,5 суток на номинальной мощности. Расчетные исследования выполнены с использованием верифицированного расчетного кода WIMS-D5B (ENDF/B-VII.0) и современного константного обеспечения. Моделирование нейтронно-физических характеристик установки произведено с учетом изменения внутренней структуры микрогранулированного топлива, вызванного протеканием контролируемой реакции деления и последующей миграцией осколков деления. Мощность при расчетах параметров реактора принимается неизменной, равной максимально достижимой.

PACS: 39.90      УДК: 536.212

Ключевые слова: водо-водяной корпусный энергетический реактор ВВЭР-1000, нейтронно-физический расчет, торий-урановый топливный цикл, тепловыделяющая сборка.

### ВВЕДЕНИЕ

Ядерная энергетика, ввиду большой мощности и небольшой зависимости от окружающих условий, является перспективной отраслью, способной в будущем встать на замену углеводородной. Препятствием для этого выступает накопление при эксплуатации высокоактивных отходов, опасных для живых организмов, сохраняющих свои свойства в течении десятков лет, а также небольшая обеспеченность ресурсами. В настоящее время для снабжения установок практически всегда используют только уран и его соединения. В таком случае при полном переходе на ядерную энергетику его ресурсов хватит на три-четыре столетия, что несравнимо мало с историей эксплуатации углеводородов в строительных и отопительных целях, начавшейся не менее 6000–8000 лет назад [1]. Для решения этих задач была разработана концепция замыкания ядерного цикла [2].

Идея повторного использования отработанного топлива зародилась наряду с созданием первых атомных бомб, в которых использовался не уран, а плутоний, который по своей природе является более активным, облегчая его применения в военной сфере. Однако природных запасов плутония в мире не существует, ввиду малого периода полураспада элемента. По этой причине его воспроизводили облучением  $^{238}\text{U}$  в промышленных реакторах. Плутоний, как и уран, предрасположен к цепной реакции деления, а его запасы, нарабатываемые для гонки вооружений и при эксплуатации

первых реакторов, оказались чрезмерно велики, что побуждало науку использовать их в энергетических целях. Из-за большой сложности выделения плутония из отработанного топлива реализовывать такую задумку в то время оказалось не эффективно, что повлекло заморозку этих разработок.

Наряду с тем ученые изучали возможность применения тория для перехода от наработки  $^{239}\text{Pu}$  к  $^{233}\text{U}$ , который значительно легче в обработке. Также эта концепция позволила бы увеличить содержание в отходах маложивущих радиоактивных элементов, но взамен эксплуатация и захоронение сопровождалось бы  $\gamma$ -излучением, имеющих наивысшую проникающую способность. Эти разработки постигла та же судьба, что и замкнутый топливный цикл, они были приостановлены в большинстве стран из-за небольших перспектив в ближайшем будущем и необходимости развития других отраслей. Сейчас же с разработкой новых концепций реакторов обе идеи обрели новые возможности для реализации [3–6]. Принимая во внимание эти факторы, исследования возможности применения новых композитов в действующих электростанциях является актуальной задачей, рассматриваемой в настоящей работе [7].

### 1. МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Так как водо-водяные реакторы являются наиболее распространёнными во всём мире, то в качестве исследуемой установки будет использоваться наиболее часто встречаемая на территории России модель ВВЭР-1000. Начальные параметры представлены в табл. 1. В водо-водяных реакторах в качестве замедлителя и тепло-

\* aab210@tpu.ru

† vvk28@tpu.ru

носителя применяется обычная вода, подаваемая снизу вверх для использования разницы плотностей воды при разных температурах. Теплоноситель прокачивается через активную зону внутри корпуса, состоящую из 163 гексагональных тепловыделяющих сборок (ТВС). Каждая такая сборка состоит из 312 цилиндрических запаянных трубок, тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), с шагом размещения 12.75 мм, содержащих топливные таблетки. Каркас конструкции составляет 18 трубчатых направляющих каналов и 12–15 дистанционирующих решёток. Номинальный расход воды через каждую ТВС — около  $500 \text{ м}^3/\text{ч}$ , средняя её скорость при этом составляет  $5.6 \text{ м/с}$  [8].

Топливные таблетки представляют из себя небольшие цилиндры высотой 20 мм и диаметром 8 мм, состоящий из микрогранулированной однородной смеси оксидов.

личество суток на электрическую мощность установки при используемом топливе. Сравнив полученный результат с энерговыработкой урана, повышаем или понижаем обогащение.

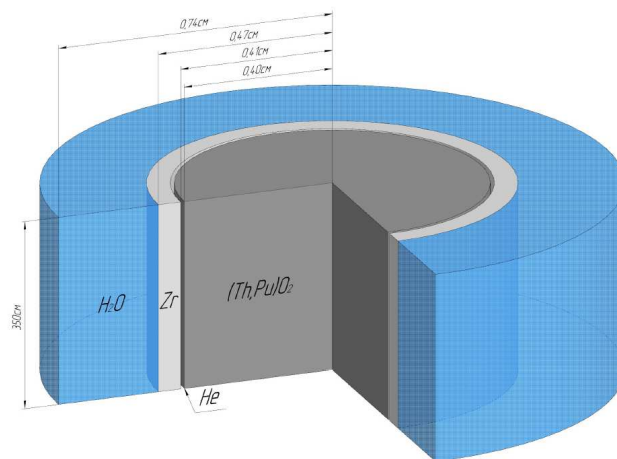


Рис. 1. Области активной зоны

Таблица 1. Начальные параметры ВВЭР-1000

Топливо	UO <sub>2</sub>
Плотность, кг/м <sup>3</sup>	10400
Обогащение, %	5
Температура зон, К	300
Тепловая мощность установки, МВт	3000
Количество ТВС, шт	163
Количество ТВЭЛов, шт	312

После нахождения оптимального состава топлива, среди результатов для исследуемого композита выделяем информацию о спектрах потоков нейтронов на начало и конец кампании, чей анализ позволит оценить отношение быстрых (высокоэнергетических) нейтронов к тепловым (низкоэнергетическим) (см. рис. 2), то есть оценить жесткость спектра. Сопоставив ее с результатами урана можно судить о влиянии количества замедлителя на эффективность установки.

### 1.1. Расчёт нейтронно-физических параметров

Для моделирования процессов, происходящих в активной зоне реактора — эволюции нуклидного состава топлива ввиду его выгорания, изменения плотности групп потоков нейтронов и энерговыработки — используется программный код WIMS-D5B (ENDF/B-VII.0). Основываясь на решении интегрально-дифференциального уравнения Больцмана, WIMS позволяет получить основные параметры, достаточно приближенные к реальным. Во время расчета области активной зоны заменяются эквивалентными цилиндрическими элементами. Элементарная ячейка ТВС представлена на рис. 1 [9].

В первую очередь, необходимо убедиться в работоспособности топливной сборки и подобрать состав смеси, позволяющий добиться энерговыработки, близкой к стандартному топливу, для эффективной работы реакторной установки. Для этого производится расчет, при котором реактор работает на исследуемом композите с обогащением и временем работы, характерными для уранового топлива. Количество эффективных суток определяется по коэффициенту размножения, а именно по моменту, когда цепная реакция начинает затухать [10]. Из кампании можно определить полную электрическую энерговыработку, умножив ко-

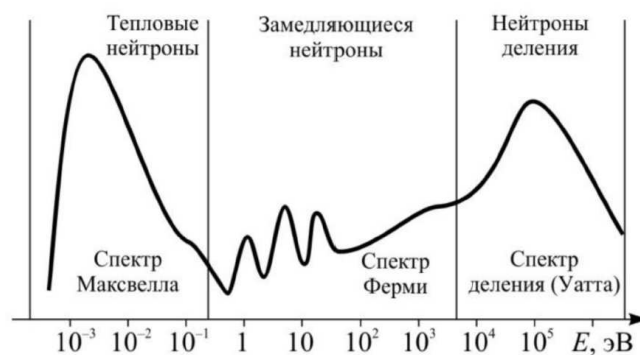


Рис. 2. Пример зависимости спектра потока нейтронов от энергии

Определим зависимости кампании от водно-топливного отношения ( $S_{\text{вод}}/S_{\text{топ}}$ ). Для этого проведем ряд расчетов, изменяя концентрацию молекул воды, варьируя водно-топливного отношение в пределах от 1.0 до 5.0 включительно с шагом 0.2. Оптимальная геометрия будет иметь наибольшее количество эффективных суток.

### 1.2. Моделирование ТВС с измененной геометрией

В реакторах ВВЭР теплоноситель прокачивается в активной зоне через ТВС в пространстве между твэлами, что позволяет снимать тепло со всей их поверхности. В таком случае изменение водно-топливного отношения можно рассчитывать через площади в поперечном сечении, ввиду одинаковых высот областей. В гексагональных тепловыделяющих сборках размещение твэлов происходит посредством шестиугольных ячеек, в центре и в вершинах которых находятся твэлы. Расстояние между их центрами при стандартной геометрии составляет 12.75 мм. Так как наибольшую продуктивность торий-плутониевое топливо показывает при меньшем  $S_{\text{вод}}/S_{\text{топ}}$  отношении, то её достижение необходимо производить уменьшением шага расстановки до 11.85 мм [11, 12]. При этом для сохранения возможности применения новых топливных сборок в стандартных реакторах размер под ключ ТВС должен остаться неизменным (234 мм). Принимая во внимание этот фактор, в конструкции возникает пустотное пространство, которое при эксплуатации заполнится теплоносителем, нарушая  $S_{\text{вод}}/S_{\text{топ}}$  отношение внешнего контура твэлов (см. рис. 3).

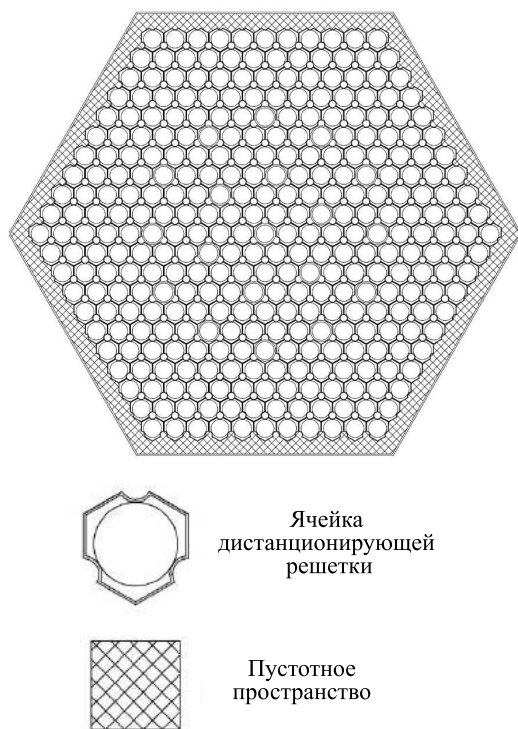


Рис. 3. Свободное пространство, образованное изменением геометрии

Было предложено три варианта решения возникшей проблемы.

1. Установка в освобожденном пространстве выгодного поглотителя.

2. Расположение в пустотном пространстве одной или группы ячеек, служащих зоной воспроизводства с чистым торием.
3. Увеличение и внедрение новых ребер жесткости для повышения устойчивости ТВС.

Так как первые два варианта повлекут за собой понижение спектра потоков нейтронов, ввиду его частичного поглощения, то эти изменения могут повлиять на жесткость спектра, а, соответственно, и на оптимальную геометрию. На основании этого выбор пал на третий вариант.

Изменение устройства ТВС должно иметь оптимальный характер, поэтому для выбора формы и толщины ребер и увеличение уже имеющихся элементов проводился перебор различных вариантов расстановки ячеек, чтобы задать свободному пространству удобную для модификаций форму. Приоритетным расположением ячеек являются углы, центры сторон и радиусы, соединяющие эти точки с центром шестиугольника, а также пространство вокруг центрального канала. От них можно равномерно располагать остальные ячейки. После расстановки ячеек их часть заменяется на направляющие каналы, которые образуют две окружности с радиусом  $R_1$  и  $R_2$ . Пустотное пространство при возможности занимает увеличенными каналами, а при его отсутствии — ребрами.

## 2. РЕЗУЛЬТАТЫ

### 2.1. Расчет нейтронно-физических характеристик ячейки

Выполненные расчеты показали, что при обогащении 5% ториевое топливо значительно уступает урановому по энерговыработке, однако при 7% и плотности топлива  $9400 \text{ кг/м}^3$  при тепловой мощности 3000 МВт длительность топливной кампании сборки на торий-плутониевой композиции составит 1237 эффективных суток, что больше времени работы ВВЭР-1000 на диоксиде урана, примерно, на 100 суток. Столь длительная эксплуатация приведет к значительному изменению нуклидного состава микро топлива и его структуры и, как следствие, к изменению теплофизических свойств и температуры топлива, требующих в будущем отдельного рассмотрения.

Анализ спектров потоков нейтронов на начало и конец кампании (рис. 4, 5) показал, что у уранового топлива значительно больше тепловых нейтронов, а соответственно его спектр мягче, чем у торий-плутониевого топлива. Тогда для большей эффективности использования исследуемого топлива стоит уменьшить водно-топливное отношение со стандартного 2.0 до 1.2 для переориентации ТВС на использование быстрых нейтронов. Такое решение позволяет увеличить время работы сборки на 50.5 суток, что видно из рис. 6 [13].

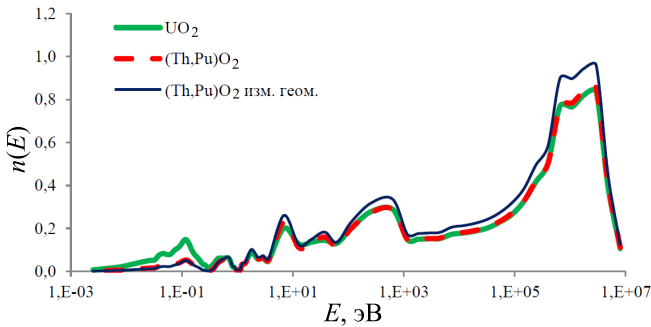


Рис. 4. Зависимость спектра потока нейтронов от энергии для топлива на начало работы

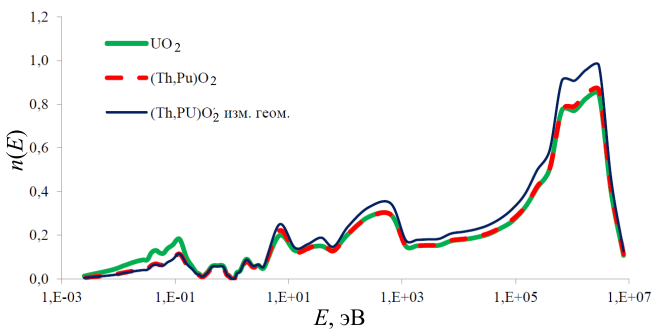


Рис. 5. Зависимость спектра потока нейтронов от энергии для топлива на конец работы

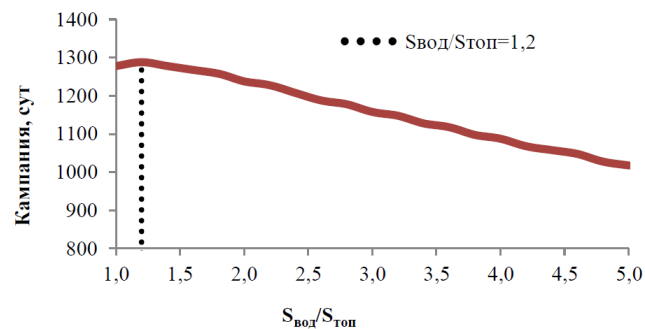


Рис. 6. Зависимость кампании реактора от водно-топливного отношения

Изменение геометрии значительно увеличит плотность потоков быстрых и немного повысит плотность потоков среднеэнергетических (промежуточных) нейтронов. Такое решение может существенно повлиять на условия эксплуатации, поскольку потребуются внедрение дополнительной радиационной защиты, что требует отдельного рассмотрения в будущих исследованиях [14, 15].

Расчеты, проиллюстрированные на рис. 7–11, выполнены для ТВС трех сравниваемых реакторов ВВЭР-1000: на диоксиде урана, на торий-плутониевом композите со стандартной и измененной геометрией, про-

нумерованные на графиках 1, 2 и 3 соответственно. Такое сопоставление позволит спрогнозировать изменения параметров реактора при использовании нового топлива.

Максимальная энерговыработка одной топливной сборки может достичь 54.1 ГВт·сут/т топлива при условии использования оптимальной геометрии (расчет 3) в течении 1287.5 суток работы. Использование торий-плутониевого композита позволит увеличить общую энерговыработку на 10.5 ГВт·сут/т топлива при стандартной геометрии и на 12.6 ГВт·сут/т при модификации устройства ТВС [16].

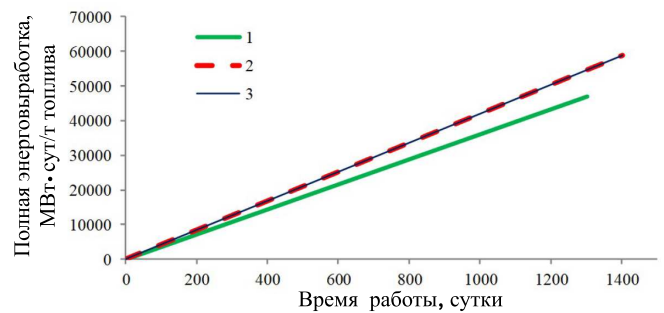


Рис. 7. Зависимость энерговыработки от времени

## 2.2. Расчёт выгорания топлива

Моделирование поведения топлива при выгорании показало, что использование торий-плутониевого композита позволит добиться меньшего процентного содержания изначальной загрузки в отработанном ядерном топливе, о чем можно судить по рис. 8, 9 и 10, содержащих информацию об основном делящемся, воспроизводимом и добавочном материалах.

Вторичного топлива в лице  $^{233}\text{U}$  при использовании исследуемого композита будет нарабатываться больше, чем  $^{239}\text{Pu}$  из уранового топлива примерно в 2 раза (рис. 8, а). Одновременно с этим  $^{239}\text{Pu}$ , являющийся основным делящимся материалом в торий-плутониевом композите, делится более интенсивно чем  $^{233}\text{U}$  в стандартном топливе из-за большего сечения взаимодействия (рис. 8, б). Это в значительной степени повысит рациональность использования горючего и повысит эффективность замыкания топливного цикла.

Для производства торий-плутониевого горючего, способного конкурировать со стандартным топливом, потребуется больше делящегося материала в лице плутония, что повысит затраты на обогащение и закупку материала, однако оно будет скомпенсировано значительным сокращением трат на добавочный материал. Торий значительно проще в обращении, нежели  $^{238}\text{U}$ , и не требует дополнительной очистки, поскольку в природе он существует в одной устойчивой изотопной форме. При обогащении в 7% по плутонию тория в изначальной загрузке будет меньше, чем  $^{238}\text{U}$  (рис. 9),



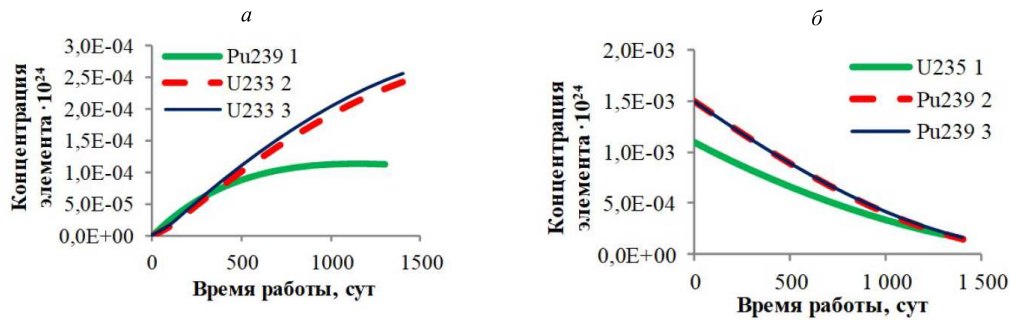


Рис. 8. Зависимость концентрации воспроизводимого материала (а) и основного делящегося материала (б) от времени работы

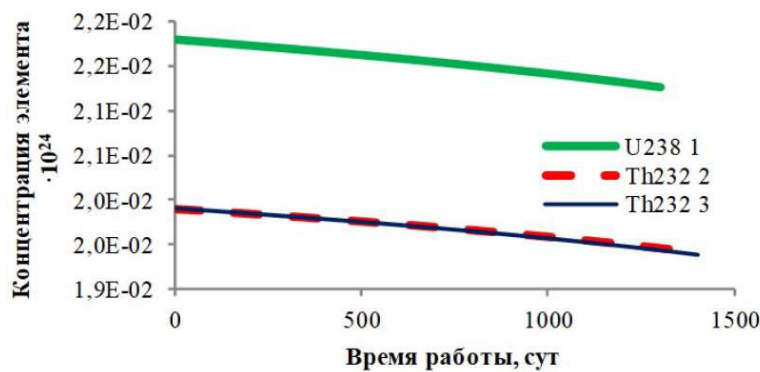


Рис. 9. Зависимость концентрации воспроизводящего материала смеси от времени работы

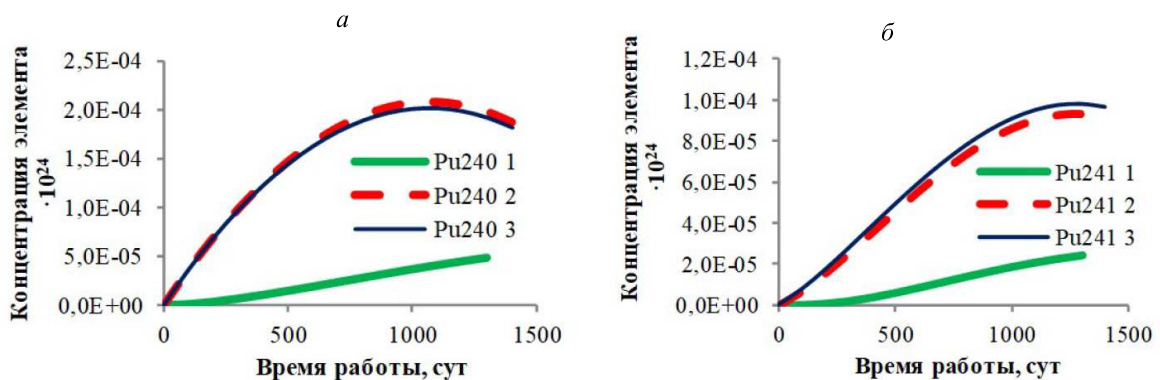


Рис. 10. Зависимость концентрации  $^{240}\text{Pu}$  (а) и концентрации  $^{241}\text{Pu}$  (б) от времени работы

в следствии чего содержание добавочного материала в отработанном топливе также будет снижено.

Ввиду изначального присутствия плутония в топливе содержание альтернативных его изотопов возрастает практически в 10 раз, как и содержание более тяжелых элементов, включая америций (рис. 10, 11). Такое изменение незначительно повлияет на остывание реактора, однако потребует значительно большего количества мер защиты в обращении с такими отходами ввиду предрасположенности этих материалов к спонтанному делению.

### 1.3. Моделирование оптимальной геометрии

Устройство ТВС является сложным и выверенным в результате десятков лет научных трудов, поэтому изменение геометрии путем помещения внутрь конструкции дополнительные ребра жесткости должно оказать наименьшее из возможных эффектов, не потребоющих глобальной реорганизации всего реактора [17–20].

Ввиду конструктивных особенностей реактора ВВЭР-1000, в котором через активную зону прокачивается огромный объем теплоносителя логичным решением стало нацелить ребра жесткости на снижение го-

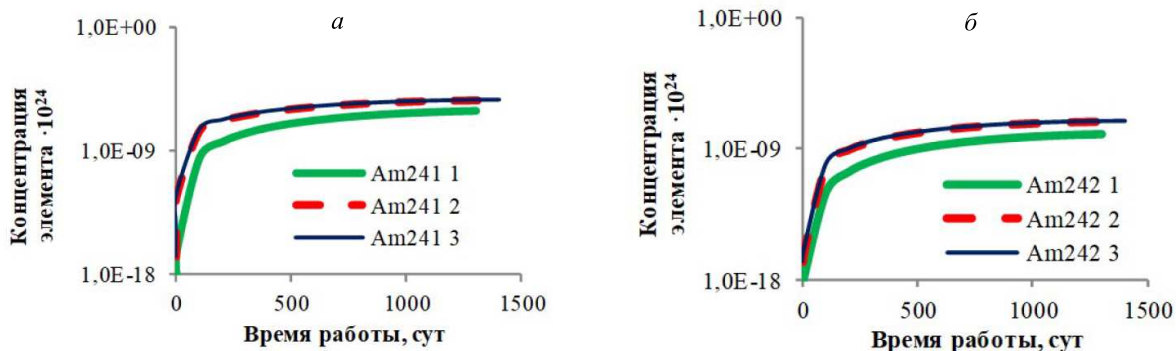


Рис. 11. Зависимость концентрации  $^{241}\text{Am}$  (а) и концентрации  $^{242}\text{Am}$  (б) от времени работы

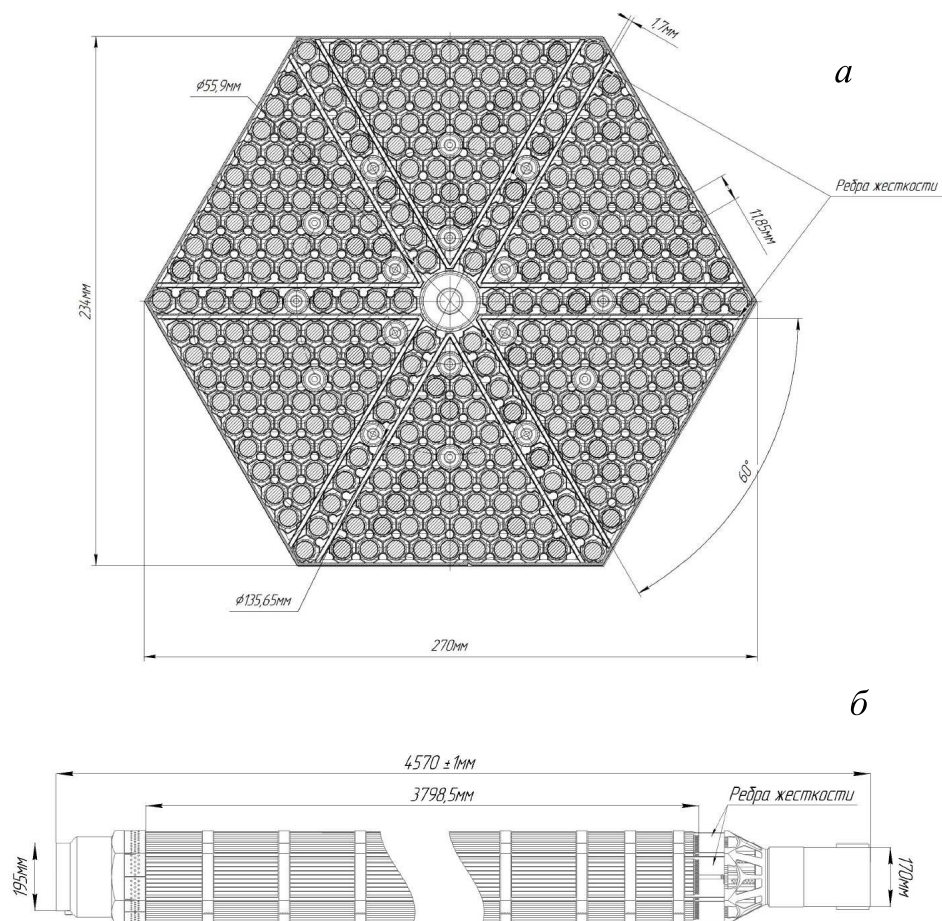


Рис. 12. а — Дистанционирующая решетка смоделированной ТВС с водно-топливным отношением 1.2, б — Смоделированная ТВС с водно-топливным отношением 1.2

ризонгальных вибргаций, создаваемых водным потоком. Для этого они должны были иметь устойчивую форму. Поместить в ТВС ребра в виде внешней тонкостенной фигуры оказалось не выгодно, поскольку она была бы слишком толстой или оставалось бы нерациональное пустое пространство между ребром и каймой, поэтому предпочтение было отдано одиночным тонким ребрам

или их группам: крестовым, угловым и прямым.

Оптимальное решение, на котором решено остановиться, представлено на рис. 12, а. У представленной модели увеличен центральный канал до диаметра 26.65 мм и внедрены угловые ребра из 1.7-миллиметровой стали, изогнутой под углом 60° и крепящейся с головкой и хвостовиком ТВС шиповым

соединением. Такие ребра имеют отличную устойчивость, не слишком затратны и не образуют пустого пространства.

Помимо того, для большей устойчивости было увеличено количество дистанционирующих решеток с 15 до 18 штук. Общий вид смоделированной ТВС представлен на рис. 12, б.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчеты показали, что применение торий-плутониевого композита может стать надежной заменой урановому диоксиду, позволив достичь большей энерговыработки и длительности кампании: 52 ГВт-сут/т топлива в течении 1237 суток работы. Ввиду большей жесткости спектра торий-плутониевого топлива его результаты возможно на порядок улучшить за счет изменения водно-топливного

отношения, уменьшив его до 1.2. Это позволит увеличить кампанию одной топливной сборки на 50.5 суток и выработать ещё 2 ГВт энергии.

Стоит отметить, что использования тория в топливе повлечет за собой наработку значительно менее долгоживущих изотопов по сравнению с теми, что образуются при использовании уранового топлива. Это позволит снизить срок захоронения отработанного ядерного топлива, однако такие отходы будут иметь  $\gamma$ -излучение, являющееся наиболее разрушительным для живых организмов.

Внедрение топливного композита в эксплуатацию в ближайшие годы не представляется возможным, ввиду необходимости дополнительных исследований: термодинамического, на аспект плавления топлива, гидродинамического, на поведение разработанной сборки в условиях реактора, и радиационной защиты, требующей внимания из-за характеристики  $\gamma$ -излучения для ториевого топливного цикла.

- 
- [1] Нефть // Википедия. <https://ru.wikipedia.org/wiki/%D0%9D%D0%B5%D1%84%D1%82%D1%8C>
- [2] Першуков В.А., Тихомиров Г.В. // Замкнутый ядерный топливный цикл. Журнал «Энергетический вестник», (2023).
- [3] Беденко С.В., Кнышев В.В., Плевако М.Н. и др. // V Международная школа-конференция молодых атомщиков Сибири : Сборник тезисов докладов, Северск, 22–24 октября 2014 года. Северск: СТИ НИЯУ МИФИ, 2014. С. 77.
- [4] Arzhannikov A.V., Bedenko S.V., Ivanov A.A. et al. // Plasma and Fusion Research: Regular Articles, сентябрь 2019.
- [5] Касьян А.И., Хамидуллин Р.Я. // Двигатель. № 1, 48 (2012).
- [6] Касьян А.И., Хамидуллин Р.Я. // Двигатель. № 2. 42 (2012).
- [7] Бойко В. И., Власов В. А., Жерин И. И. и др. Торий в ядерном топливном цикле. М.: Изд. дом «Руда и Металлы», 2006.
- [8] Колтаков В.И., Стефанишин Н.А., Остапчук С.А. Эволюция проектов реакторных установок ВВЭР-1000. Киев: Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности, 2011.
- [9] Алексеев С.В., Зайцев В.А. Торий в ядерной энергетике. Москва: Техносфера, 2014.
- [10] Увакин М.А., Савандер В.И. Лабораторный практикум «Физическая теория ядерных реакторов». М.: НИЯУ МИФИ, 2013.
- [11] Битюцкий О.И., Вертопрахов В.В., Гуцина А.А. и др. Трехмерный бесконтактный контроль геометрических параметров дистанционирующих решеток ядерных реакторов. «Автометрия», 2003.
- [12] Ильченко А.Г., Зуев А.Н., Харитонин И.Е. Исследование работы энергоблока ВВЭР-1000 в режиме естественной циркуляции теплоносителя // «Вестник Ивановского государственного энергетического университета», 2008.
- [13] Pazirandeh A., Ghaseminejad S., Ghaseminejad M. // Annals of Nuclear Energy. **38**. 1978. (2011).
- [14] Бойко В.И., Кошелев Ф.П., Шаманин И.В., Колтаков Г.Н. Нейтронно-физический и теплогидравлический расчёт реактора на тепловых нейтронах: Учебное пособие. Томск: Томский государственный университет, 2002.
- [15] Бородкин П.Г. Расчетно-экспериментальный анализ влияния распределения выгорания топлива ввэр-1000 на поле нейтронов за корпусом реактора // «Ядерная и радиационная безопасность», 2010.
- [16] Бородкин Г.И. и др. // Вестник Госатомнадзора России. № 6(19) (2001).
- [17] Шмелев В.Д., Драгунов Ю.Г., Денисов В.П., Васильченко И.Н. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. М.: ИКЦ «Академкнига», 2004.
- [18] Резепов В.К., Денисов В.П., Кирилюк Н.А. и др. Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций. М.: ИКЦ «Академкнига», 2004.
- [19] Горохов А.К., Драгунов Ю.Г., Лунин Г.Л. и др. Обоснование нейтронно-физической и радиационной частей проектов ВВЭР. М.: ИКЦ «Академкнига», 2004.
- [20] Шмелев В.Д., Драгунов Ю.Г., Денисов В.П., Васильченко И.Н. Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций. М.: ИКЦ «Академкнига», 2004.

## Changing the operational characteristics of a pressurized water reactor of the VVER-1000 model when introducing a thorium-plutonium composite into a fuel loading

A.A. Batalov<sup>a</sup>, V.V. Knyshev<sup>b</sup>

*National Research Tomsk Polytechnic University. Tomsk, 634050, Russia*

*E-mail: <sup>a</sup>aab210@tpu.ru, <sup>b</sup>vvk28@tpu.ru*

A promising alternative to uranium dioxide has been selected and its use for expanding the resource provision of the modern nuclear energy industry has been justified. Thorium-plutonium composite enriched by 7% in plutonium, loaded into fuel elements in the form of tablets, was used as fuel. To achieve the highest productivity, the water-fuel ratio has been changed to 1.2, which allows achieving a record campaign of 1287.5 days. Note that the installation works only in a supercritical state throughout the entire working cycle. The computational studies were performed using the verified calculation code WIMS-D5B (ENDF/B-VII.0) and modern constant software. The neutron-physical characteristics of the installation were modeled taking into account the changes in the internal structure of the microgranulated fuel caused by the controlled fission reaction and the subsequent migration of fission fragments. When calculating the reactor parameters, the power is assumed to be unchanged, equal to the maximum achievable.

PACS: 39.90.+d.

*Keywords:* pressurized water reactor VVER-1000, neutron physics calculation, thorium-uranium fuel cycle, fuel assembly.

*Received 01 June 2023.*

### Сведения об авторах

1. Баталов Алексей Андреевич — студент; e-mail: aab210@tpu.ru.
2. Кнышев Владимир Владимирович — ассистент отделения ядерно-топливного цикла; тел.: (382) 270-17-77, e-mail: vvk28@tpu.ru.