

ТОМСКИЙ
ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ
УНИВЕРСИТЕТ



На правах рукописи

Белявский Сергей Владимирович

**ВЛИЯНИЕ СОСТАВА ТВЭЛ НА ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ
ХАРАКТЕРИСТИКИ ВОДО-ВОДЯНОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ
МОЩНОСТИ**

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

1.3.14. Теплофизика и теоретическая теплотехника

Работа выполнена в федеральном государственном автономном образовательном учреждении высшего образования «Национальный исследовательский Томский политехнический университет».

Научный руководитель:

Нестеров Владимир Николаевич

кандидат технических наук, федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский Томский политехнический университет», доцент отделения Ядерно-топливного цикла Инженерной школы ядерных технологий.

Официальные оппоненты:

Ташлыков Олег Леонидович

доктор технических наук, доцент, федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б.Н. Ельцина», профессор кафедры Атомные станции и возобновляемые источники энергии.

Крайнов Алексей Юрьевич

доктор физико-математических наук, профессор, федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский Томский государственный университет», заведующий кафедрой математической физики Физико-технического факультета

Защита состоится 26 сентября 2024 г. в 15:00 часов на заседании диссертационного совета ДС.ТПУ.04 Национального исследовательского Томского политехнического университета по адресу: 634034, г. Томск, пр. Ленина, д. 43, уч. корпус 3, ауд. 122.



С диссертацией можно ознакомиться в научно-технической библиотеке Томского политехнического университета и на сайте dis.tpu.ru при помощи QR-кода.

Автореферат разослан «__» _____ 2024 г.

Ученый секретарь диссертационного совета ДС.ТПУ.04 кандидат технических наук, доцент



Д.В. Гвоздяков

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы исследования

Современная ядерная энергетика базируется на реализации открытого уран-плутониевого ядерно-топливного цикла (ЯТЦ) на обогащенном уране, который использует единственный природный делящийся нуклид ^{235}U . Природные запасы ^{235}U ограничены, поэтому их необходимо эффективно использовать для дальнейшего развития ядерной энергетики. Данный ЯТЦ характеризуется образованием большого объема (порядка 10^4 тонн в год) облученного ядерного топлива (ОЯТ).

Одним из подходов в расширении ресурсной базы ядерной энергетики является наработка новых вторичных делящихся нуклидов плутония из ^{238}U , то есть реализация замкнутого уран-плутониевого ЯТЦ, который позволит вовлечь в ядерную энергетiku природный уран. Химические соединения и элементы, входящие в состав урановой руды накладывают ограничения на технологию ее добычи, переработки и получения самого урана. Поэтому совершенствование технологии и внедрение более дорогостоящих химических методов позволяет вовлекать в ЯТЦ обедненные ураном руды или руды с более сложным химическим составом.

Замкнутый уран-плутониевый ЯТЦ на базе реакторов на тепловых нейтронах характеризуется относительно низким значением коэффициента воспроизводства ядерного топлива (делящихся изотопов плутония) и накоплением тяжелых долгоживущих актиноидов, что связано с высокими сечениями радиационного захвата нейтронов ядрами ^{239}Pu и ^{241}Pu .

В настоящее время объем реализации замкнутого уран-плутониевого ЯТЦ говорит о том, что он пока далек от промышленного применения. Руководящие документы, общие требования и регламент работ по обращению, переработке облученного топлива, захоронению высокоактивных радиоактивных отходов не имеют однозначной формулировки.

Другим подходом существенного расширения ресурсной базы ядерной энергетики является реализация замкнутого торий-уранового ЯТЦ (природные

запасы тория в три раза больше урановых) в реакторах на тепловых нейтронах, который имеет ряд преимуществ и недостатков по своим радиационным и нейтронно-физическим параметрам и практически не исследовался в задачах гидродинамики и тепломассообмена в активной зоне реактора. Поэтому такие исследования являются актуальными для решения вопроса о расширении ресурсной базы ядерной энергетики.

В настоящий момент представляет особый интерес создание реакторов малой мощности, поскольку такие ядерные установки востребованы для обеспечения энергией:

- месторождений полезных ископаемых;
- городов, расположенных в удаленных регионах Арктики;
- судов вспомогательного назначения (атомных ледоколов).

Для работы реакторов малой мощности очень важно, чтобы соблюдалась теплотехническая надежность, а продолжительность кампании топлива и удельная энерговыработка были больше, чем у обычных реакторов.

Анализ литературных источников показал, что наиболее перспективным с точки зрения создания атомной станции малой мощности (АСММ) является ядерный реактор КЛТ-40С, единственный реактор, находящийся в промышленной эксплуатации с 2019 г. составе плавучего энергоблока «Академик Ломоносов» в г. Певек.

В связи с этим, объектом данных исследований являлся реактор малой мощности КЛТ-40С, в котором изменялся состав ядерного топлива и внешний диаметр тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ).

Цель и задачи исследования

Цель работы – определение влияния состава топливной композиции и диаметра ТВЭЛА водо-водяного реактора малой мощности на его теплофизические и теплогидравлические характеристики для обеспечения более длительных кампаний ядерного топлива, теплотехнической надежности его эксплуатации и увеличения удельной энерговыработки.

Для достижения поставленной цели решены следующие **задачи**:

1. Проведен анализ вариантов увеличения длительности кампании и удельной энерговыработки ядерного топлива.
2. Оценена возможность увеличения длительности кампании и удельной энерговыработки ядерного топлива при решении системы многогрупповых уравнений диффузии нейтронов итерационным способом.
3. Определены концентрации высокоактивных трансурановых нуклидов и влияние гетерогенных эффектов при переходе на увеличенную длительность кампании ядерного топлива в пакете прикладных программ MSU-PTR.
4. Определены ключевые параметры теплообмена, показывающие возможность перехода на увеличенную длительность кампании ядерного топлива, в том числе плотность теплового потока, распределение поля температуры облучения конструкционных материалов, дисперсионного ядерного топлива и др.

Научная новизна работы

Впервые получено решение системы многогрупповых уравнений диффузии нейтронов итерационным способом для определения параметров, характеризующих процессы взаимодействия и переноса интенсивных потоков энергии деления ядер в активной зоне ректора КЛТ-40С, работающего в торий-урановом ядерно-топливном цикле.

Впервые с помощью численных методов и алгоритмов Монте-Карло, определены теплофизические и теплогидравлические параметры, характеризующие процессы взаимодействия и переноса интенсивных потоков энергии деления ядер в активной зоне ректора КЛТ-40С, работающего в торий-урановом ядерно-топливном цикле.

Впервые определены теплофизические параметры активной зоны и проведено расчётное обоснование теплофизических и теплогидравлических параметров, подтверждающих соблюдение условий теплотехнической надежности при организации вынужденной конвекции водного теплоносителя с

различными геометрическими параметрами теплопередающих поверхностей твэл водо-водяного реактора малой мощности КЛТ-40С, работающего в торий-урановом ядерно-топливном цикле для достижения увеличенных кампаний ядерного топлива.

Практическая значимость работы

Полученные в работе зависимости длительности кампании и удельной энерговыработки ядерного топлива от диаметра тепловыделяющего элемента могут использоваться для решения задач разработки и внедрения перспективных ядерно-топливных циклов на базе атомных станций малой мощности для достижения увеличенных кампаний ядерного топлива.

Рассчитаны теплофизические и теплогидравлические параметры, подтверждающие соблюдение условий теплотехнической надежности при организации вынужденной конвекции водного теплоносителя с различными геометрическими параметрами теплопередающих поверхностей твэл (диаметр твэл в интервале 5,8...7,8 мм) водо-водяного реактора малой мощности КЛТ-40С, работающего в торий-урановом ядерно-топливном цикле для достижения увеличенных кампаний ядерного топлива.

Результаты работы использованы в научно-поисковых исследованиях в рамках соглашения между ТПУ и Российским научным фондом № 22-29-00385 (ТПУ № 0.0008.РНФ.2022) «Оптимизация конструкции активной зоны реакторов малой мощности для достижения сверхдлинных кампаний ядерного топлива при реализации торий-уранового ядерного топливного цикла».

Научные положения, выносимые на защиту:

1. Переход на торий-урановый топливный цикл позволяет увеличить длительность кампании (на 27%) и удельную энерговыработку (на 28%) топлива реактора КЛТ-40С.

2. Увеличение внешнего диаметра твэла до 7,8 мм при переходе на торий-урановый топливный цикл приводит к существенному увеличению длительности кампании (на 64%) и удельной энерговыработки (на 19%) топлива реактора КЛТ-40С.

3. Показано, что при переходе на дисперсионную топливную композицию ($^{232}\text{Th}+^{233}\text{U}$)O₂ с внешним диаметром твэла 7,8 мм обеспечиваются условия теплотехнической надёжности активной зоны реактора КЛТ-40С.

4. Установлено, что проектный объём водного теплоносителя в реакторе КЛТ-40С можно сократить на 17% без нарушения теплотехнической надёжности для торий-уранового топливного цикла.

Личный вклад автора заключается в планировании расчётов, подготовке расчётных файлов, проведении необходимых нейтронно-физических и теплогидравлических расчётов, обработке и анализе результатов исследований, выступлении с результатами на конференциях всероссийского и международного уровня, подготовке публикаций в журналах, рекомендованных ВАК.

Степень достоверности и апробация работы

Достоверность полученных научных результатов обеспечивается корректной постановкой решаемых задач, их физической обоснованностью, использованием прошедших широкую апробацию методов расчётов, в том числе, с использованием пакетов прикладных программ MCU-PTR, согласованностью полученных в работе закономерностей с проектной документацией и результатами, полученными другими независимыми исследователями.

Основные результаты работы опубликованы в 21 печатной работе, в том числе 4 статьи в изданиях, рекомендованных ВАК (из них 4 статьи в журналах первого квартиля Scopus) и 17 тезисов докладов. Результаты доложены на 16 международных и межотраслевых конференциях.

Структура и объём работы

Диссертационная работа состоит из введения, четырёх глав, заключения, списка использованной литературы. Общий объём диссертации составляет 131 машинописную страницу, включая 50 рисунков, 18 таблиц, 127 библиографических источников (включая работы автора).

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во **введении** обоснована актуальность работы, сформулированы цель и задачи, описаны методы исследования, отражены научная новизна, практическая значимость работы, представлены научные положения, выносимые на защиту.

В первой главе представлен аналитический обзор источников по теме атомных станций малой мощности, реакторов малой мощности, торий-уранового ЯТЦ, методов расчёта нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик (параметров). Рассчитываемые в работе одни теплофизические характеристики активной зоны (например, объёмное энерговыделение) являются параметрами для расчёта других (например, плотность теплового потока). Поэтому в рамках данной работы термины «характеристика» и «параметр» совпадают по смыслу. Показано, что реактор малой мощности КЛТ-40С является наиболее перспективным для рассмотрения возможности увеличения длительности кампании ядерного топлива и удельной энерговыработки. Показаны преимущества торий-уранового ЯТЦ (снижение содержания трансурановых изотопов в ОЯТ, увеличение длительности кампании топлива и удельной энерговыработки) и его недостатки (низкая доля запаздывающих нейтронов и высокая радиоактивность ОЯТ из-за накопления ^{232}U и продуктов его распада). Обобщение результатов исследований по реактору КЛТ-40С показало, что до настоящего времени не проводились нейтронно-физические и теплогидравлические исследования перспективных топливных композиций, которые могут позволить увеличить длительность кампании и удельную энерговыработку топлива, а также обеспечить теплотехническую надёжность эксплуатации реактора.

Во второй главе представлена методика решения многогрупповых уравнений диффузии нейтронов итерационным способом и оценки изменения нуклидного состава во время кампании топлива с помощью конечно-разностной схемы. Выбраны параметры для оценки эффективности топливных композиций:

- длительность кампании ядерного топлива ($t_{камп}$);
- удельная энерговыработка (B);
- эффективность использования делящегося нуклида ($B_{дел}$).

Вышеуказанные параметры рассчитаны для стандартной топливной композиции $(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2$ и перспективных топливных композиций $(^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu})\text{O}_2$, $(^{232}\text{Th}+^{235}\text{U})\text{O}_2$, $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ с внешним диаметром твэла в интервале 4,8...8,8 мм. С помощью данной методики получена зависимость запаса реактивности от времени работы реактора для различных дисперсионных топливных композиций (рисунок 1).

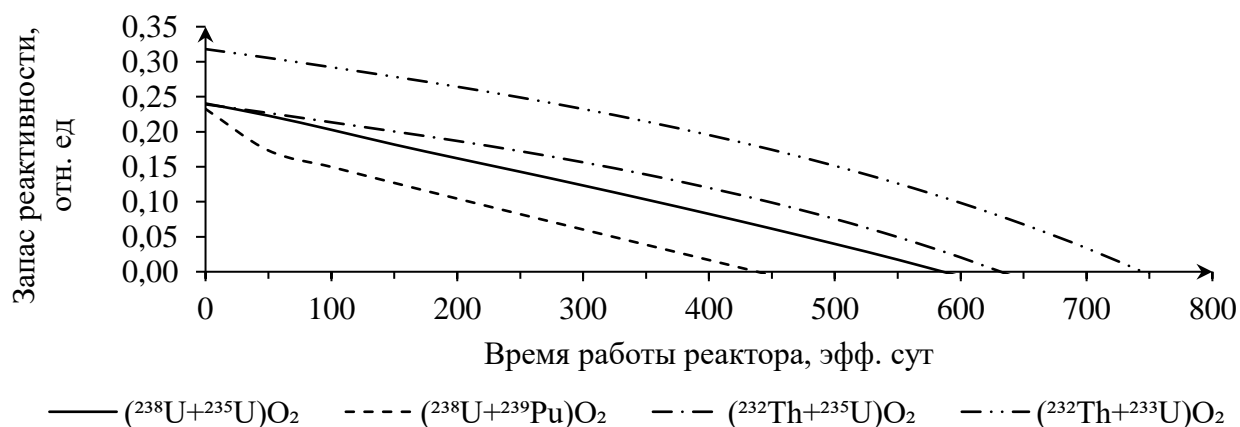


Рисунок 1 – Изменение запаса реактивности во время работы реактора для различных дисперсионных топливных композиций при проектном диаметре твэла 6,8 мм

Определены параметры эффективности использования топливных композиций при проектном диаметре твэла 6,8 мм (таблица 1) и проведено сравнение по этим параметрам с реактором ВВЭР-1000.

Таблица 1 – Сравнение параметров эффективности использования топливных композиций для реакторов КЛТ-40С и ВВЭР-1000

Параметр	КЛТ-40С				ВВЭР-1000
	$(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2$	$(^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu})\text{O}_2$	$(^{232}\text{Th}+^{235}\text{U})\text{O}_2$	$(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$	$(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2$
$t_{камп}$, эфф. сут	550	450	600	700	900

Продолжение таблицы 1

B , МВт·сут/кг _{ТМ}	64	53	70	82	53
$C_{дел}$	0,141	0,141	0,141	0,141	0,045
$B_{дел}$ МВт·сут/кг _{дел}	456	373	498	582	1187

Из таблицы 1 видно, что дисперсионная топливная композиция $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ наиболее перспективна для получения максимальной длительности кампании и удельной энерговыработки ядерного топлива и наиболее близка к ВВЭР-1000 по эффективности использования делящегося нуклида. Зависимости длительности кампании и удельной энерговыработки ядерного топлива для различных дисперсионных топливных композиций с внешним диаметром твэла в интервале 4,8...8,8 мм представлена на рисунках 2 и 3 соответственно.

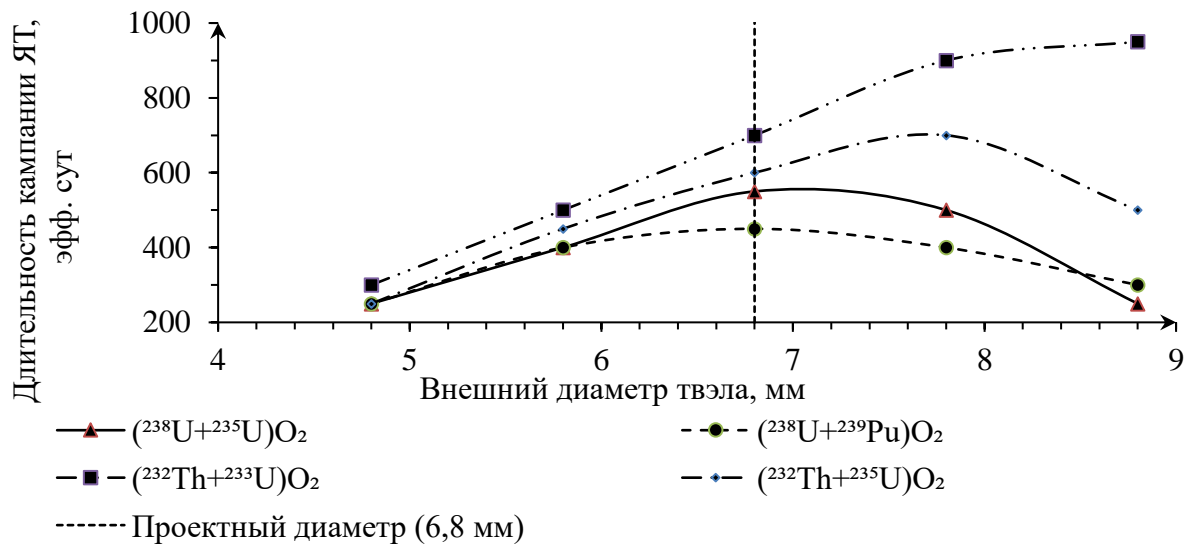


Рисунок 2 – Зависимость длительности кампании ядерного топлива от внешнего диаметра твэла для различных дисперсионных топливных композиций

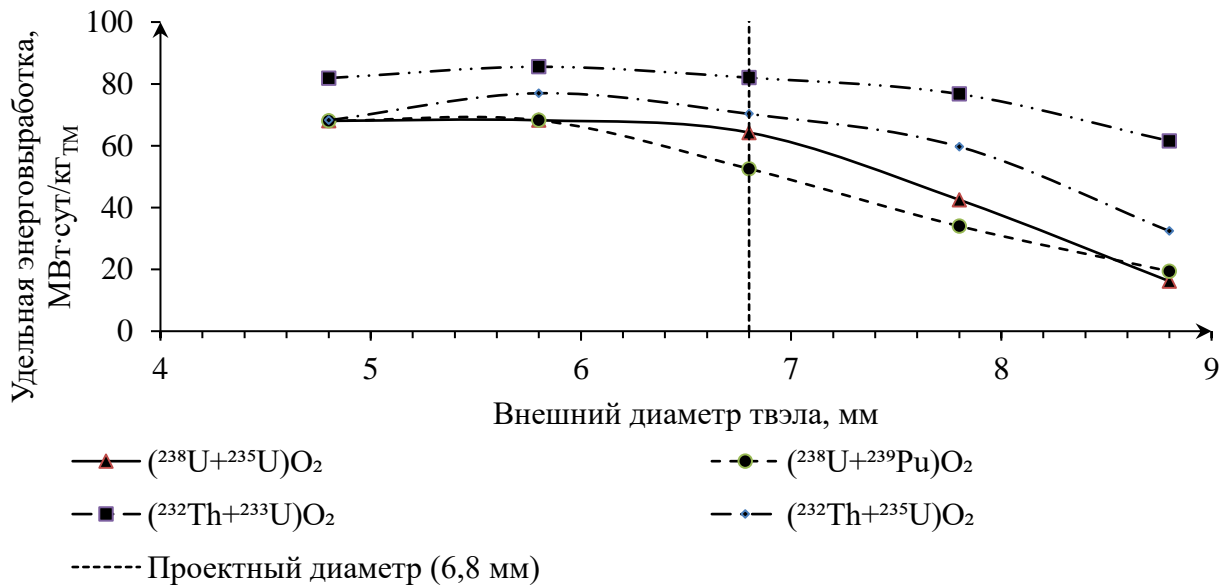


Рисунок 3 – Зависимость удельной энерговыработки от внешнего диаметра ТВЭЛ для различных дисперсионных топливных композиций

Для всех топливных композиций кроме $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ максимальная удельная энерговыработка достигается при внешнем диаметре ТВЭЛ 5,8 мм, а максимальная длительность кампании достигается при внешних диаметрах ТВЭЛ 6,8 и 7,8 мм. Показано, что максимальное увеличение длительности кампании (на 64%) и удельной энерговыработки (на 19%) достигается при использовании топливной композиции $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ с внешним диаметром ТВЭЛ 7,8 мм.

В третьей главе представлены результаты расчёта нейтронно-физических характеристик с помощью пакета прикладных программ MCU-PTR на базе метода Монте-Карло. Программа MCU-PTR применена для учета гетерогенных эффектов и оценки концентрации ^{232}U в отработавшем ядерном топливе. Расчёты проведены для всех рассматриваемых дисперсионных топливных композиций и внешнего диаметра ТВЭЛ в интервале 4,8...8,8 мм. Проведено сравнение результатов (метод Монте-Карло) с результатами (многогрупповой метод), полученными в главе 2 (рисунки 4, 5).

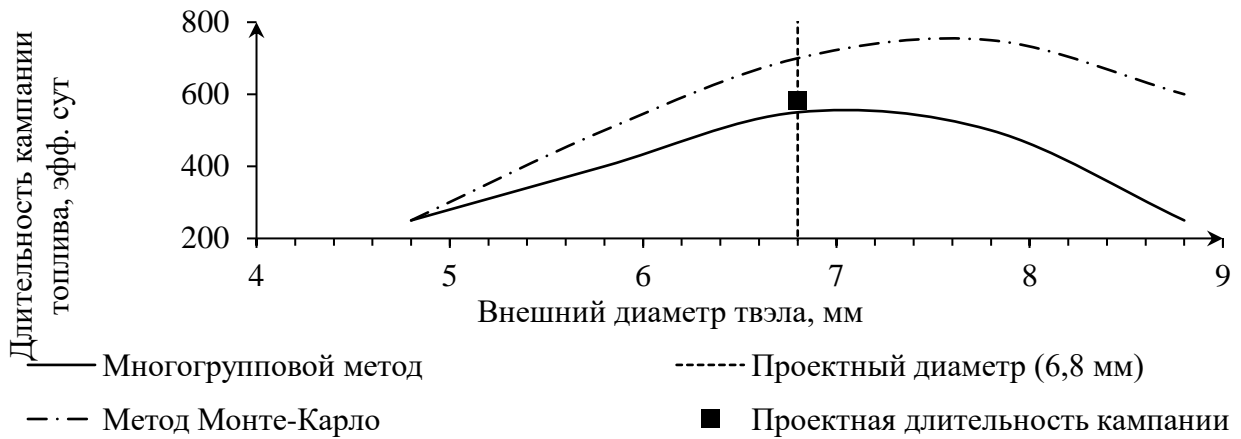


Рисунок 4 – Зависимость длительности кампании топлива от внешнего диаметра твэла для дисперсионной композиции $(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2$

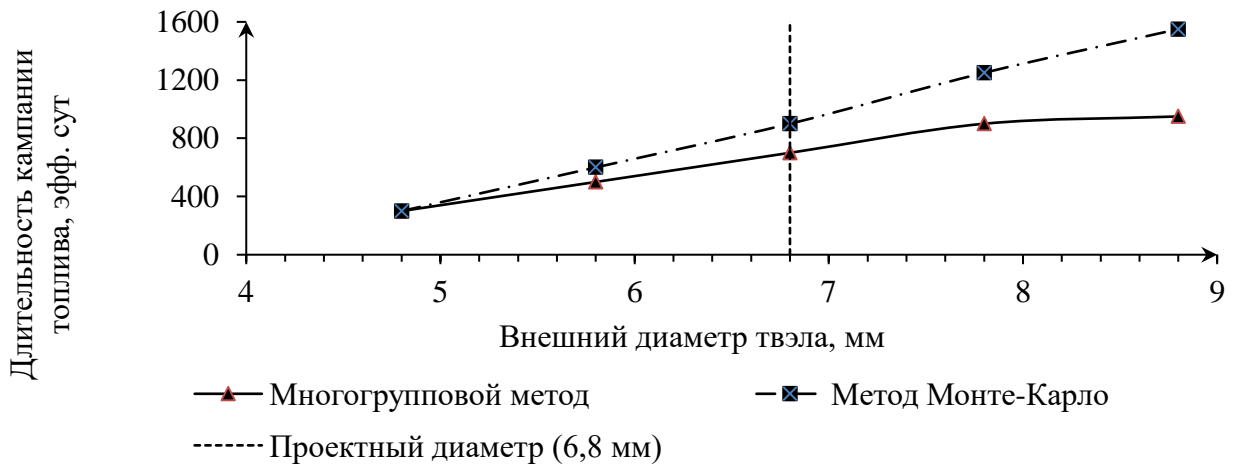


Рисунок 5 – Зависимость длительности кампании топлива от внешнего диаметра твэла для дисперсионной композиции $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$

Из рисунков 4, 5 видно, что для стандартной топливной композиции наиболее близкие к проектной документации результаты (14000 эфф. ч или 583 эфф. сут) получены при использовании многогруппового метода (550 эфф. сут). Для остальных топливных композиций проектная документация отсутствует, поэтому сравнение провести невозможно. Наибольшие отклонения между кривыми наблюдаются при внешнем диаметре твэла 8,8 мм для всех рассматриваемых топливных композиций.

Из рисунка 5 видно, что зависимость длительности кампании топлива от внешнего диаметра твэла для дисперсионной топливной композиции

$(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ не имеет выраженного максимума. Это происходит из-за высоких микросечений деления ^{233}U в резонансной области по сравнению с ^{235}U . Показано, что при увеличении внешнего диаметра твэла с 6,8 мм до 7,8 мм объём теплоносителя на 1 ТВС сокращается на 17% (с $0,56 \text{ м}^3$ до $0,47 \text{ м}^3$).

Результаты расчёта процентной концентрации ^{232}U в уране в ОЯТ приведены в таблице 2.

Таблица 2 – Процентная концентрация ^{232}U в уране в ОЯТ для различных дисперсионных топливных композиций и внешних диаметров твэла

Внешний диаметр твэла, мм	% ($^{232}\text{U}/\text{U}$)			
	$(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2$	$(^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu})\text{O}_2$	$(^{232}\text{Th}+^{235}\text{U})\text{O}_2$	$(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$
4,8	$6,3 \cdot 10^{-9}$	$7,2 \cdot 10^{-10}$	$2,1 \cdot 10^{-2}$	$2,93 \cdot 10^{-2}$
5,8	$2,8 \cdot 10^{-8}$	$2,9 \cdot 10^{-9}$	$3,7 \cdot 10^{-2}$	$6,91 \cdot 10^{-2}$
6,8	$6,1 \cdot 10^{-8}$	$4,7 \cdot 10^{-9}$	$5,7 \cdot 10^{-2}$	$9,09 \cdot 10^{-2}$
7,8	$6,4 \cdot 10^{-8}$	$4,7 \cdot 10^{-9}$	$5,6 \cdot 10^{-2}$	$1,11 \cdot 10^{-1}$
8,8	$2,9 \cdot 10^{-8}$	$2,8 \cdot 10^{-9}$	$3,3 \cdot 10^{-2}$	$1,08 \cdot 10^{-1}$

Из таблицы 2 видно, что для композиций на основе торий-уранового ЯТЦ процентная концентрация ^{232}U превышает допустимую величину ($2 \cdot 10^{-5}$) в $10^5 \dots 10^6$ раз. Предполагается, что это происходит из-за гомогенного размещения ^{232}Th в твэлах с делящимися нуклидами (основной канал наработки ^{232}U – реакция $^{232}\text{Th}(n;2n)^{232}\text{U}$ на быстрых нейтронах). Для снижения количества этих реакций необходимо создать условия для замедления нейтронов деления до момента столкновения с ядрами ^{232}Th . Предположительно, этого можно достигнуть за счёт гетерогенного размещения тория в бланкете активной зоны (как в реакторах на быстрых нейтронах).

В четвертой главе приведены условия теплотехнической надёжности активной зоны и методика расчёта теплофизических и теплогидравлических характеристик для обеспечения теплотехнической надёжности. Расчёт характеристик проводился для дисперсионных топливных композиций

$(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2$ и $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ с внешним диаметром твэла в интервале 5,8...7,8 мм. Результаты приведены на рисунках 6-13.

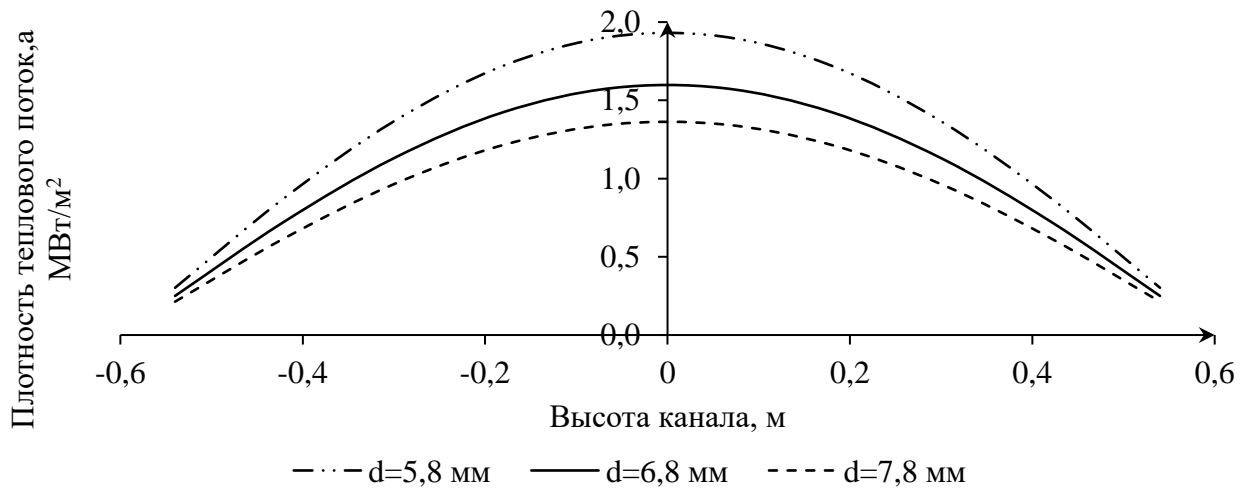


Рисунок 6 – Аксиальное распределение плотности теплового потока для различных внешних диаметров твэла

Из рисунка 6 видно, что при увеличении внешнего диаметра твэла с 6,8 мм до 7,8 мм плотность теплового потока снижается на 17% из-за увеличения площади поверхности теплосъёма.

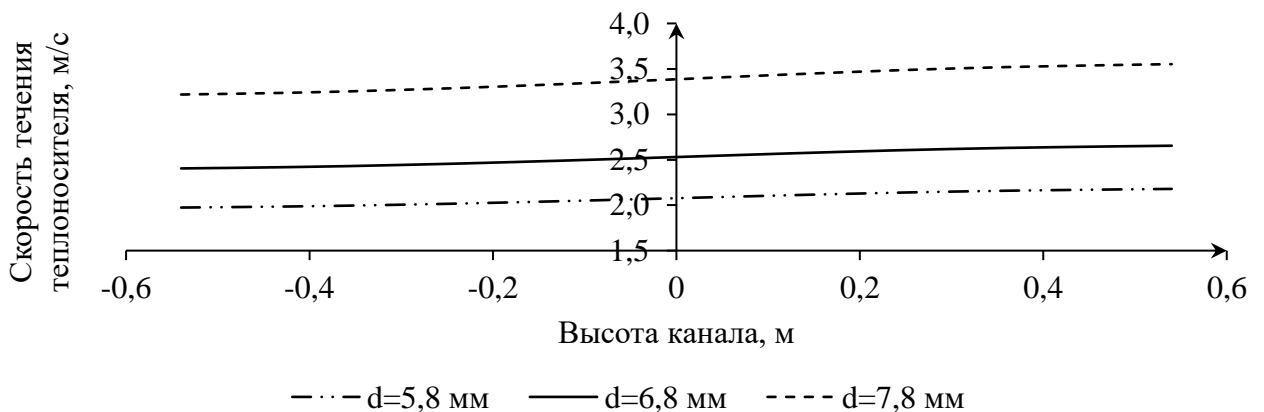


Рисунок 7 – Аксиальное распределение скорости течения теплоносителя

Из рисунка 7 видно, что скорость теплоносителя остается ниже 8 м/с (максимально допустимая скорость течения теплоносителя) при всех рассматриваемых диаметрах твэла. Увеличение внешнего диаметра твэла до 7,8 мм увеличивает скорость течения теплоносителя на 33%.

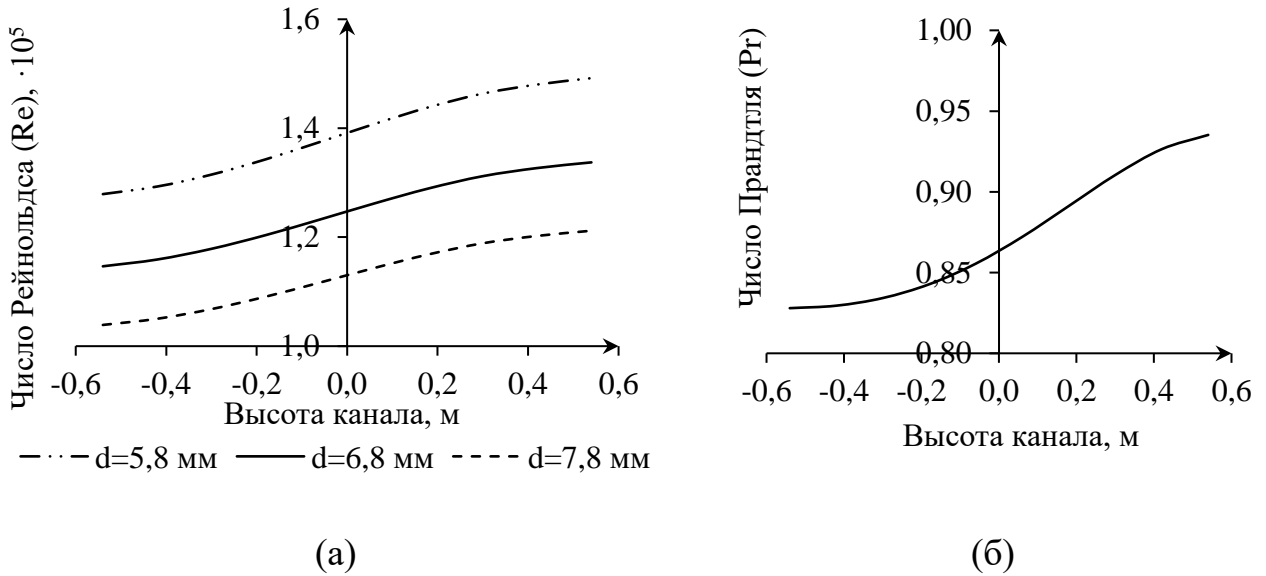


Рисунок 8 – Аксиальное распределение числа Re (а) и числа Pr (б) для различных внешних диаметров ТВЭЛ

Из рисунка 8 видно, что числа Re и Pr лежат в интервалах ($Re > 10^4$; $0,7 < Pr < 100$). Следовательно, условия теплотехнической надежности не нарушаются.

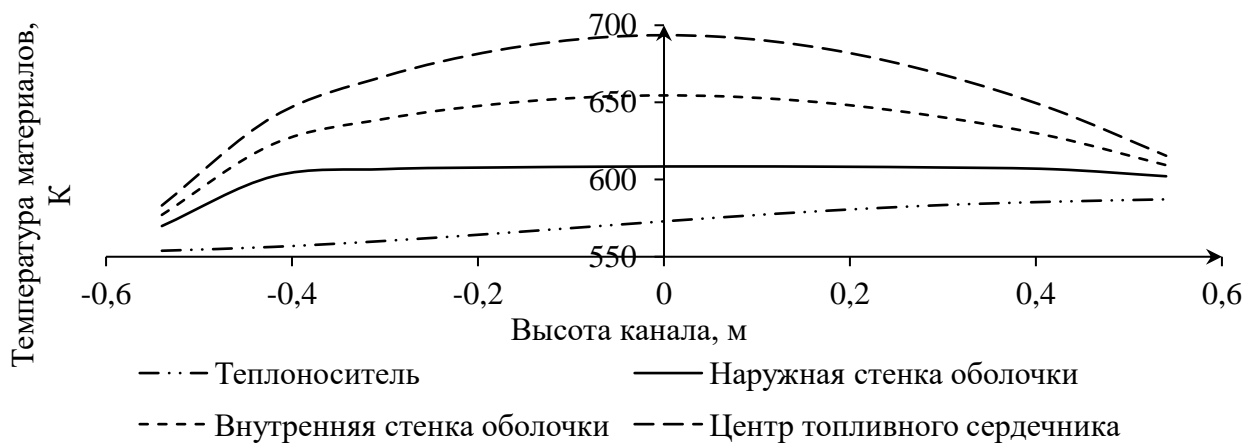


Рисунок 9 – Аксиальное распределение температуры материалов при внешнем диаметре ТВЭЛ 5,8 мм

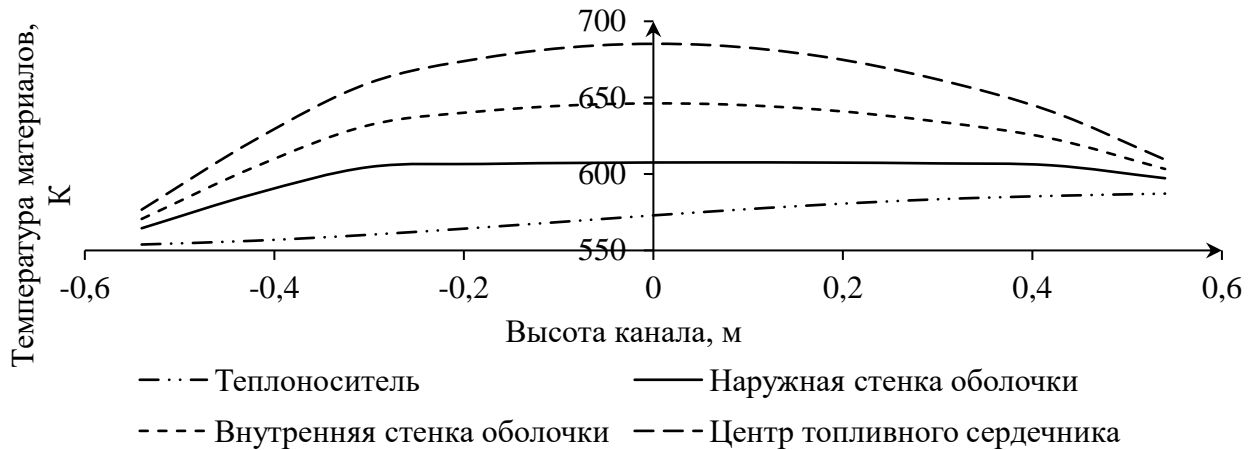


Рисунок 10 – Аксиальное распределение температуры материалов при внешнем диаметре ТВЭЛ 6,8 мм

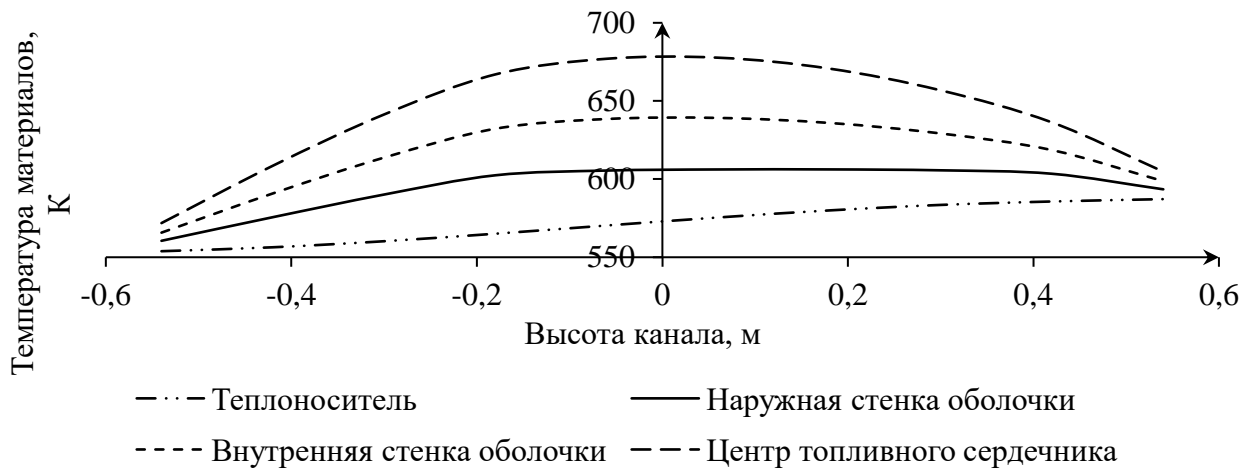


Рисунок 11 – Аксиальное распределение температуры материалов при внешнем диаметре ТВЭЛ 7,8 мм

Из рисунков 9–11 видно, что с увеличением внешнего диаметра ТВЭЛ снижается температура топлива, наружной и внутренней стенок оболочки. Максимальная температура в центре топлива не превышает температуру плавления силуминового сплава (873 К) для всех рассматриваемых внешних диаметров ТВЭЛ. Максимальная температура наружной стенки оболочки при этом не превышает температуру начала парациркониевой реакции (1133 К). Следовательно, условия теплотехнической надежности не нарушаются.

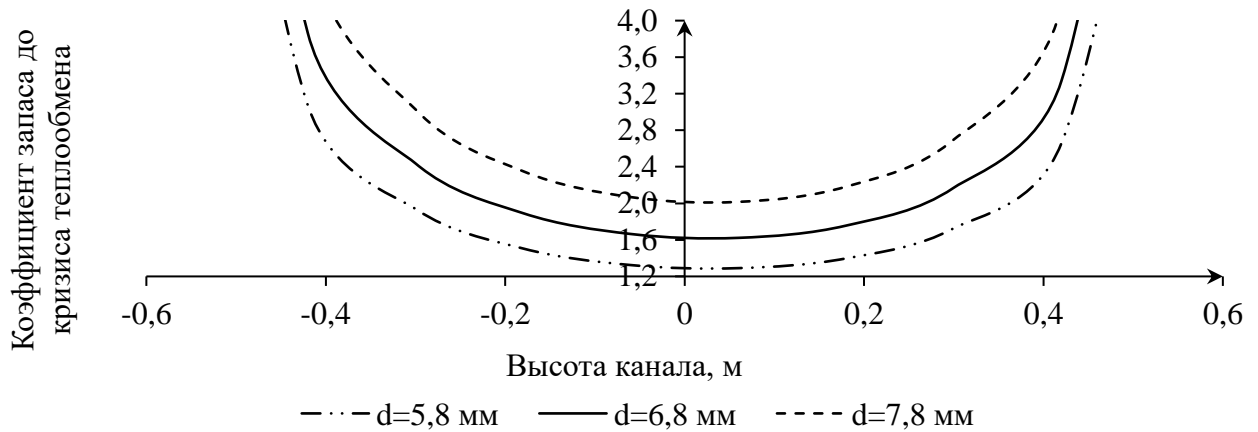


Рисунок 12 – Аксиальное распределение коэффициента запаса до кризиса теплообмена для различных внешних диаметров твэла

Из рисунка 12 видно, что минимальный коэффициент запаса (1,3 при внешнем диаметре твэла 5,8 мм) остается выше минимально допустимого значения (1,2). С увеличением внешнего диаметра твэла с 6,8 мм до 7,8 мм коэффициент запаса увеличивается на 25%. Следовательно, при увеличении внешнего диаметра твэла до 7,8 мм не нарушаются условия теплотехнической надежности.

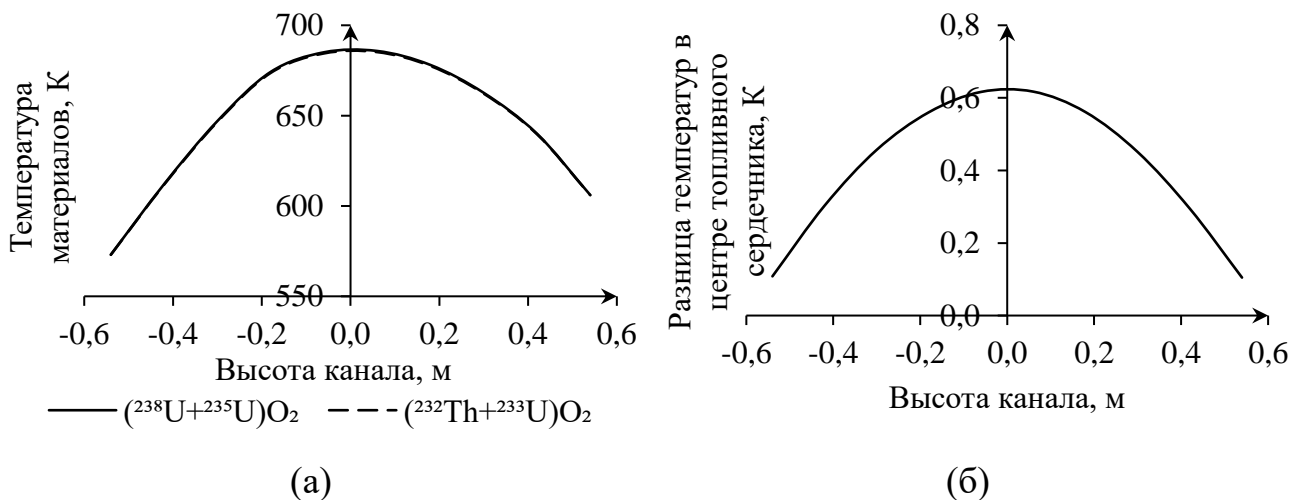


Рисунок 13 – Аксиальное распределение температуры в центре топливного сердечника для дисперсионных топливных композиций $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ и $(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2$ при внешнем диаметре твэла 7,8 мм (а) и разность между распределениями температуры в центре топливного сердечника (б)

Из рисунка 13 видно, что смена топливной композиции на $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ приводит к незначительному снижению максимальной температуры в центре топлива (на 0,1%), т.е. условия теплотехнической надежности не нарушаются.

ВЫВОДЫ. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Проведен многогрупповой нейтронно-физический расчёт реактора малой мощности КЛТ-40С для дисперсионных топливных композиций $[(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2; (^{238}\text{U}+^{239}\text{Pu})\text{O}_2; (^{232}\text{Th}+^{235}\text{U})\text{O}_2; (^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2]$ при изменении внешнего диаметра твэла от 4,8 до 8,8 мм.

Показано, что переход на дисперсионную топливную композицию $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ с внешним диаметром твэла 7,8 мм позволяет увеличить длительность кампании топлива на 64% и удельную энерговыработку на 19% по сравнению со стандартной дисперсионной топливной композицией $(^{238}\text{U}+^{235}\text{U})\text{O}_2$ с проектным диаметром твэла 6,8 мм.

2. С использованием метода Монте-Карло проведен расчет нейтронно-физических характеристик (длительность кампании топлива, удельная энерговыработка) реактора малой мощности КЛТ-40С для различных дисперсионных топливных композиций при изменении внешнего диаметра твэла от 4,8 до 8,8 мм.

Показано, что применение дисперсионной топливной композиции $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ с внешним диаметром твэла 7,8 мм позволяет увеличить удельную энерговыработку реактора КЛТ-40С на 30% по сравнению со стандартной дисперсионной топливной композицией. Для остальных дисперсионных топливных композиций максимальная удельная энерговыработка ниже и достигается при внешнем диаметре твэла 5,8 мм.

3. Установлено, что гомогенное размещение ^{232}Th вместе с делящимся нуклидом в твэле приводит к значительной наработке нуклида ^{232}U , а его процентное отношение к суммарной концентрации нуклидов U в ОЯТ превышает допустимое значение ($5 \cdot 10^{-7}$ %) в $10^5 \dots 10^6$ раз. Сделано

предположение, что гетерогенное размещение ^{232}Th на периферии активной зоны в бланкете реактора позволит снизить наработку ^{232}U во время кампании.

4. Проведен расчет теплофизических характеристик (объемное энерговыделение, плотность теплового потока, линейная плотность теплового потока, температура наружной и внутренней стенки оболочки, температура в центре топливного сердечника, критическая плотность теплового потока, коэффициент запаса до кризиса теплообмена) и теплогидравлических характеристик реактора (скорость течения теплоносителя, числа Рейнольдса и Прандтля) для рассмотренных топливных композиций при изменении внешнего диаметра твэла от 5,8 до 7,8 мм.

Показано, что применение дисперсионной топливной композиции $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ с внешним диаметром твэла 7,8 мм обеспечивает условия теплотехнической надежности реактора. Максимальная температура топлива ниже температуры плавления силуминовой матрицы ($685\text{ K} < 873\text{ K}$). Максимальная температура наружной стенки оболочки не превышает температуру начала парциркулированной реакции ($603\text{ K} < 1133\text{ K}$), а коэффициент запаса до кризиса теплообмена выше, чем минимально допустимый коэффициент запаса для водо-водяных реакторов под давлением ($2,1 > 1,2$).

5. Установлено, что применение дисперсионной топливной композиции $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ с внешним диаметром твэла 7,8 мм приводит к снижению числа Re на 10%, а минимальные числа Рейнольдса ($1,1 \cdot 10^5 > 10^4$) и Прандтля ($0,7 < 0,83 < 100$) лежат в интервале, обеспечивающем турбулентный режим течения теплоносителя.

6. Показано, что при увеличении внешнего диаметра твэла до 7,8 мм для дисперсионной топливной композиции $(^{232}\text{Th}+^{233}\text{U})\text{O}_2$ реактора КЛТ-40С, основной вклад в реакцию деления вносят резонансные и быстрые нейтроны, а вклад от тепловых нейтронов падает. Следовательно, проектный объем водного теплоносителя при реализации торий-уранового ЯТЦ в данном реакторе можно сократить на 17% без нарушения условий теплотехнической надежности.

Таким образом показано, что, в соответствии с поставленной целью, при переходе водо-водяного реактора малой мощности на торий-урановый ядерно-топливный цикл его теплофизические и теплогидравлические характеристики обеспечивают значительное увеличение длительности кампании ядерного топлива, теплотехническую надежность его эксплуатации и существенное увеличение удельной энерговыработки.

Полученные результаты могут быть использованы при проектировании атомных станций малой мощности, а также при разработке и внедрении торий-уранового ядерно-топливного цикла.

Список работ, опубликованных по теме диссертации

Публикации в журналах, рекомендованных ВАК РФ

1. **Beliavskii S. V.**, Nesterov V. N., Laas R. A., Godovykh A. V., Bulakh (Kataeva) O. I. Effect of fuel nuclide composition on the fuel lifetime of reactor KLT-40S // Nuclear Engineering and Design. – 2020. - Vol. 360, Article number 110524. - p. 1-7. doi: 10.1016/j.nucengdes.2020.110524.

2. **Beliavskii S. V.**, Anikin N. A., Alkhassan S., Kudeev S. P., Nesterov V. N. Effect of fuel nuclide composition on the fuel lifetime of the RITM-200 reactor unit // Annals of Nuclear Energy. - 2022 - Vol. 173, Article number 109105. - p. 1-9. doi: 10.1016/j.anucene.2022.109105.

3. **Beliavskii S. V.**, Alkhassan S., Danilenko V. O., Karvan R. A., Nesterov V. N. Effect of changing the outer fuel element diameter on thermophysical parameters of KLT-40S reactor unit // Annals of Nuclear Energy. - 2023 - Vol. 190, Article number 109877. - p. 1-8. doi: 10.1016/j.anucene.2023.109877.

4. **Beliavskii S. V.**, Balachkov M.M., Danilenko V. O., Nesterov V.N. Fuel lifetime extension for the KLT-40S small modular reactor by means of thorium-uranium fuel cycle // Annals of Nuclear Energy. – 2023. – Vol. 192, Article number 109982. – p. 1-10. doi: 10.1016/j.anucene.2023.109982.

Публикации в сборниках тезисов и докладов:

5. Alhassan. S, **Beliavskii S.V.**, Nesterov V.N., Investigative study of the radiation damage on fuel clad of miniature neutron source reactor using

computational tools // Journal of Physics: Conference Series. – IOP Publishing, 2021. – Т. 2064. – №. 1. – С. 012103.

6. **Beliauskii S.V.** Estimation of fuel nuclide composition influence on fuel lifetime of reactor unit KLT-40S // Перспективы развития фундаментальных наук: сборник научных трудов XVII Международной конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, г. Томск, 21-24 апреля 2020 г. Т. 1: Физика.— Томск, 2020. – Изд-во ТУСУР, 2020. – Т. 1. – С. 10-12.

7. **Beliauskii S.V.** Estimation of silumine matrix influence on the fuel lifetime of KLT-40S reactor unit // Будущее атомной энергетики—AtomFuture 2020. – С. 88-89.

8. **Белявский С.В.** Оценка влияния нуклидного состава топлива на длительность топливной кампании реакторной установки КЛТ-40С // Двадцать шестая Всероссийская научная конференция студентов-физиков и молодых учёных. ВНКСФ–26.—Уфа, 2020. – ООО "Альтаир", 2020. – С. 140-141.

9. **Белявский С.В.** ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ДИАМЕТРА ТОПЛИВНОГО ЭЛЕМЕНТА НА ДЛИТЕЛЬНОСТЬ ТОПЛИВНОЙ КАМПАНИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ КЛТ-40С ПРИ РАЗЛИЧНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛАХ // X Школа-конференция молодых атомщиков Сибири: сборник тезисов докладов 9-13 ноября 2020 года, г. Томск. г. Кемерово: изд-во "Практика", 2020. - С. 74.

10. **Белявский С.В.** ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭФФЕКТА ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ И ВНЕШНЕГО ДИАМЕТРА ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩЕГО ЭЛЕМЕНТА НА ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ РЕАКТОРА КЛТ-40С // Студенческая научная весна – 2021 : сборник тезисов XI Всероссийской научно-практической конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, Волгодонск, 7–16 апреля 2021 г. : в 2 ч. Ч. I. – Москва : НИЯУ МИФИ ; Волгодонск : ВИТИ НИЯУ МИФИ, 2021. – С. 5.

11. **Белявский С.В.** Влияние топливной композиции на длительность кампании топлива ядерного реактора КЛТ-40С // Материалы Международного молодежного научного форума «ЛОМОНОСОВ-2021» / Отв. ред.

И.А. Алешковский, А.В. Андриянов, Е.А. Антипов, Е.И. Зимакова. [Электронный ресурс] – М.: МАКС Пресс, 2021. URL: https://lomonosov-msu.ru/archive/Lomonosov_2021/data/section_34_22380.htm (дата обращения: 13.09.2022).

12. **Белявский С.В.** ВЛИЯНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ДЕЛЯЩЕГОСЯ ИЗОТОПА НА ДЛИТЕЛЬНОСТЬ ТОПЛИВНОЙ КАМПАНИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ КЛТ-40С В РАЗЛИЧНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛАХ // РАДИОЭЛЕКТРОНИКА, ЭЛЕКТРОТЕХНИКА И ЭНЕРГЕТИКА. – 2021. – С. 779-779.

13. **Белявский С.В.** Моделирование продления кампании топлива для малых модульных реакторов на примере КЛТ-40С // Сборник тезисов докладов Международной научно-практической конференции «Материалы и технологии в атомной энергетике». – Москва, 2022. – ВНИИНМ Бочвара, с.71.

14. **Белявский С.В.** Моделирование кампании топлива реактора КЛТ-40С методом Монте-Карло // Студенческая научная весна -2022: сборник тезисов XII Всероссийской научно-практической молодежной конференции, Волгодонск, 4-8 апреля 2022 г. – Москва: НИЯУ МИФИ; Волгодонск: ВИТИ НИЯУ МИФИ, 2022. – С.7.

15. **Белявский С.В.** Моделирование влияния внешнего диаметра тепловыделяющего элемента на кампанию реактора КЛТ-40С с помощью MCU-PTR // Безопасность ядерной энергетики: тезисы докладов XVIII Международной научно-практической конференции, 19 – 20 мая 2022 г. / НИЯУ МИФИ [и др.]. – Волгодонск : ВИТИ НИЯУ МИФИ, 2022. – с.7-11.

16. **Белявский С.В.,** Аникин Н.А. ПРОДЛЕНИЕ КАМПАНИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА РИТМ-200 ЗА СЧЁТ СМЕНЫ ТОПЛИВНОЙ КОМПОЗИЦИИ // XXIX Международная конференция студентов, аспирантов и молодых ученых по фундаментальным наукам «Ломоносов—2022». Секция «Физика». Сборник тезисов. — М. Физический факультет МГУ, 2022. – с. 89-90.

17. Балачков М.М., **Белявский С.В.**, Юрченко М.Д. Увеличение длительности кампании топлива реактора КЛТ-40С при изменении состава стартовой загрузки. // Физика. Технологии. Инновации. ФТИ-2022. [Электронный ресурс]: тезисы докладов IX Международной молодежной научной конференции, посвященной 100-летию со дня рождения профессора С. П. Распопина, Екатеринбург, 16-20 мая 2022 г. / отв. за вып. А. В. Ищенко. – Екатеринбург: УрФУ, 2022.

18. **Белявский С.В.**, Нестеров В.Н. моделирование продления кампании ядерного топлива малого модульного реактора при помощи mcu-ptg // Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине. Российский и международный опыт подготовки кадров: сборник тезисов докладов XI Международной научно-практической конференции / Томский политехнический университет. – Томск: 2022.

19. Балачков М.М., **Белявский С.В.**, Карван Р.А. Моделирование удлиненных кампаний топлива реактора КЛТ-40С при помощи программы Monte-Carlo Universal // Будущее атомной энергетики: тезисы докладов XVIII Международной научно-практической конференции, Обнинск, 28-29 Ноября 2022. - Обнинск: ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2022 - С. 29-31.

20. **Белявский С.В.**, Кудеев С.П. Моделирование кампании топлива реактора КЛТ-40С при помощи пакета MCU-PTR // Радиоэлектроника, электротехника и энергетика: тезисы докладов XXIX Международной научно-технической конференции студентов и аспирантов, Москва, 16-18 Марта 2023. - Москва: Радуга, 2023 - С. 718.

21. **Белявский С.В.** Моделирование продления кампании ядерного топлива для реактора КЛТ-40С методом Монте-Карло // Ядерные технологии: от исследований к внедрению: сборник материалов научно-практической конференции, Нижний Новгород, 15 Апреля 2022. - Нижний Новгород: НГТУ им. Р.Е. Алексеева, 2022 - С. 9-10.