Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

На правах рукописи



Лапин Антон Сергеевич

Расчетное обоснование основных нейтронно-физических параметров исследовательского реактора со сверхкритическим давлением водяного теплоносителя

2.4.9 – ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Москва - 2025

Работа выполнена в Федеральном государственном автономном образовательном учреждении высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (НИЯУ МИФИ).

Научный руководитель: **Волков Юрий Николаевич,** кандидат технических наук

Официальные оппоненты:

Ельшин Александр Всеволодович
Доктор технических наук, профессор
Главный научный сотрудник отдела нейтронно-физических исследований ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор, Ленинградская обл. Копорское шоссе, д. 72

Усанов Владимир Иванович,
Доктор технических наук
Главный научный сотрудник АО «ГНЦ РФ ФЭИ», г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1

Попыкин Александр Иванович
Кандидат физико-математических наук, старший научный сотрудник
Ведущий научный сотрудник отдела экспертизы программ для ЭВМ ФБУ «НТЦ ЯРБ» г. Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5

Защита диссертации состоится 17 сентября 2025 г. в 15 час. 00 мин. на заседании диссертационного совета МИФИ.2.02 федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31).

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке и на сайте https://ds.mephi.ru/ федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».

Автореферат разослан «___» _____ 2025 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета МИФИ.2.02,
кандидат технических наук Куликов Евгений Геннадьевич

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность

На сегодняшний день атомная энергетика России базируется на энергетических реакторах с легководным теплоносителем, доля которых в нашей стране составляет более 90 %. Несмотря на достигнутые характеристики по безопасности и надежности данных установок, они не могут обеспечить устойчивое развитие системы атомной энергетики исключительно на реакторах типа ВВЭР поколения 3 и 3+ по причине ограниченности топливного ресурса. При развитии системы атомной энергетики актуализировалась задача существенного повышения характеристик воспроизводства ядерного топлива при максимальном использовании преимуществ широко освоенной в ядерной энергетике технологии корпусных водо-водяных реакторов. Это возможно при переходе на сверхкритические параметры теплоносителя. Данный переход также позволит существенно увеличить коэффициент полезного действия ядерной энергетической установки, а также снизить удельные капитальные затраты по сравнению с действующими легководными реакторами.

В России имеется ряд концептуальных предложений ядерных энергетических установок, базирующихся на реакторах со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя. Для каждой из них сформулированы задачи, которые необходимо решить для перехода к стадии проектирования и строительства такого объекта. На сегодняшний день в НИЦ «Курчатовский институт» ведутся работы по разработке технологий корпусного энергетического реактора с закритическими параметрами теплоносителя ВВЭР-СКД-550 и определен перечь недостающих экспериментальных данных. Часть из нерешенных вопросов можно изучить на действующей экспериментальной базе: исследовательских реакторах, нейтронно-физических и теплогидравлических стендах. Однако, большинство из нерешенных задач направления ВВЭР-СКД требуют сооружения экспериментального реактора. Такой реактор должен стать универсальной испытательной базой для исследования различных концепций СКД-реакторов. С точки зрения нейтронной физики, данная универсальность обеспечивается тем, что в его драйверной зоне должен реализовываться быстрый спектр нейтронов с возможностью его затепления в петлевых каналах реактора.

Актуальность данной диссертационной работы обусловлена перспективами освоения технологии реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя и необходимостью разработки предложений по компоновке активной зоны и достигаемым в ней нейтронно-физическим характеристикам экспериментального реактора, который

позволял бы изучать различные концепции перспективных реакторов с СКД теплоносителем, а также проводить исследования для действующих легководных реакторов.

Цель и задачи работы

Целью диссертационного исследования является обоснование основных нейтронно-физических характеристик и исследовательских потенциалов Многоцелевого тестового исследовательского реактора со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя (МТИР-СКД) на основе проведения расчетных исследований.

Для достижения поставленной цели были решены следующие задачи:

- обосновать выбор расчетных инструментов и разработать расчетные подходы к моделированию нейтронно-физических характеристик активных зон реакторов со сверхкритическими параметрами теплоносителя;

- исследовать влияние на пустотный эффект реактивности различных элементов конструкции реактора при различных объемах активной зоны реактора, охлаждаемого теплоносителем со сверхкритическими параметрами;

- провести обоснование выбора необходимого объема активной зоны МТИР-СКД, при котором достигаются нейтронно-физические характеристики, близкие к характеристикам энергетического реактора ВВЭР-СКД;

- сформировать рекомендации к требованиям конструкции активной зоны реактора МТИР-СКД выбранного объема и определить его нейтронно-физические характеристики;

- оценить потенциальные экспериментальные возможности МТИР-СКД с точки зрения симуляции переходных и аварийных процессов и моделирования различных концепций перспективных и действующих реакторов.

Научная новизна работы состоит в следующем:

- Впервые проведено обоснование ядерно-физической части концепции активной зоны легководной установки, объединяющей в себе функции экспериментального и исследовательского реактора.

- Предложен новый подход поэтапного повышения мощности реактора МТИР-СКД в условиях отсутствия референции за счет собственных экспериментальных возможностей.

- Впервые для широкого диапазона изменений характеристик активных зон реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя проведен анализ влияния различных факторов на пустотный эффект реактивности.

Практическая значимость работы

- Разработанные предложения по нейтронно-физическим характеристикам реактора МТИР-СКД, а также требования к конструкции его активной зоны позволяют перейти к разработке ядерно-физической части проекта активной зоны реактора МТИР-СКД.

- Определенные значения флюенса и повреждающей дозы на корпус и внутрикорпусные устройства использованы при формировании требований к кандидатным конструкционным материалам, которые используются НПО «ЦНИИТМАШ» и ЦНИИ КМ «Прометей» при обосновании материалов корпуса и внутрикорпусных устройств реактора МТИР-СКД.

Положения, выносимые на защиту:

- Компоновка реактора МТИР-СКД и расчетное обоснование выбора минимального объема, размеров и мощности активной зоны реактора МТИР-СКД, при котором достигается выполнение представительности ВВЭР-СКД. Концептуальный облик и основные нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора МТИР-СКД, а также ее внутрикорпусного окружения.

- Расчетная демонстрация экспериментальных возможностей реактора МТИР-СКД с точки зрения моделирования процессов, характерных для действующих и перспективных легководных реакторов.

- Результаты покомпонентного анализа способов управления величиной пустотного эффекта реактивности в легководном СКД-реакторе.

- Результаты верификации программного комплекса MCNP на экспериментальных данных БФС-93, а также результаты кросс-верификации ПК MCNP в связке с ПК ISTAR на расчетном бенчмарке ТВС реактора ВВЭР-СКД с детально заданной аксиальной структурой в сравнении с расчетными данными, полученными при использовании кодов Serpent, MCNP, KENO VI, JARFR, с библиотеками JEFF-3.1.1, JEFF-3.3, ENDF/B-7.0, ENDF/B-7.1.

Оценка достоверности и обоснованности научных результатов

Достоверность научных положений, выводов и практических результатов, полученных в диссертационной работе, подтверждена:

- использованием широко известных программных средств, интенсивно применяемых в исследованиях физики реакторов;

- согласованностью полученных при валидации программных средств результатов с экспериментальными данными, а также с результатами полученными при кросс-верификации с использованием иных программных средств;

- согласованностью полученных результатов с теоретическими представлениями о физике реакторов;

- неоднократным опубликованием результатов работы в реферируемых научных журналах и их обсуждением на профильных научных конференциях и семинарах.

Апробация работы

Основные результаты диссертации представлены автором на российских и международных конференциях:

- Международная конференция молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга (2022, 2024 гг., Тверская область, СОЛ «Волга», Россия);

- Международная молодежная научно-практическая конференция «Будущее атомной энергетики– AtomFuture» (2019, 2020, 2021 гг., Калужская область, г. Обнинск, Россия);

- Всероссийская молодёжная конференция «Научные исследования и технологические разработки для обеспечения развития ядерных технологий нового поколения» (2023 г., Ульяновская область, г. Димитровград, Россия);

- Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров» (2023 г., Калужская область, г. Обнинск, Россия);

- Научно-практическая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики – Нейтроника» (2024 г., Калужская область, г. Обнинск, Россия);

- Международная конференция по реакторному материаловедению (2024 г., г. Казань, Россия);

- Молодежная конференция «Системные исследования в энергетике» (2024 г., г. Иркутск, Россия);

- Техническое совещание МАГАТЭ по пилотному исследованию устойчивости ядерных энергетических систем «Сценарии устойчивого развертывания малых модульных реакторов» (2024 г., г. Ереван, Армения);

- Международный симпозиум по сверхкритическим реакторам с водяным охлаждением ISSCWR-11 (2025 г., г. Пиза, Италия).

- Разработанные предложения по нейтронно-физическим характеристикам реактора МТИР-СКД, а также требования к конструкции активной зоны МТИР-СКД, использовались при подготовке отчета о НИОКР «Разработка концепции Многоцелевого тестового исследовательского СКД-реактора малой мощности», выполненного в рамках «Работ по научному руководству проектами ядерных установок. Разработка технологий корпусного энергетического реактора с закритическими параметрами теплоносителя (ВВЭР-СКД)», выполняемого в НИЦ «Курчатовский институт» по заказу АО «Концерн

Росэнергоатом», что подтверждается актом об использовании научно-технических результатов, выданным в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт» от 05 марта 2025 года.

Специальность, которой соответствует диссертация

Содержание диссертации соответствует паспорту специальности 2.4.9 – «Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность» (технические науки). В соответствии с паспортом специальности, решаемая в диссертации проблема относится к п. 1 «Моделирование нейтронно-физических, химических, тепловых, гидравлических и механических процессов, создание программных комплексов, обеспечивающих достоверное расчетное обоснование объектов ядерной техники и их безопасное функционирование при эксплуатации, а также снятии с эксплуатации».

Полнота изложения материалов диссертации в публикациях

По теме диссертации опубликовано 11 работ в научных журналах и сборниках трудов международных и российских конференций, в том числе 7 статей в журналах, входящих в перечень, рекомендованных ВАК РФ.

КРАТКОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность проводимого исследования, сформулирована цель диссертационной работы и основные задачи, а также научная новизна и практическая значимость, изложены основные положения, выносимые на защиту.

В первой главе диссертационной работы проведен обзор литературы по теме исследования. На сегодняшний день система атомной энергетики России и мира базируется практически полностью на легководных реакторах: за рубежом это реакторы типа PWR и BWR, в России реакторы типа ВВЭР. Не смотря на достигнутые характеристики по надежности и безопасности этих установок, ядерная энергосистема не может развиваться на легководных реакторах сегодняшнего поколения из-за ограниченности топливной базы. Для решения данной задачи необходимо эффективное вовлечение в топливный цикл таких реакторов сырьевых изотопов, в частности U-238, для повышения воспроизводства вторичного топлива. Наиболее эффективный способ повышения коэффициента воспроизводства в легководных реакторах – это переход к тесной решетке твэлов с переходом на сверхкритические параметры теплоносителя, что позволит перейти к быстрому спектру нейтронов и повысить наработку делящихся нуклидов вплоть до самообеспечения реактора себя топливом. Кроме того, повышение температуры теплоносителя позволит увеличить КПД ядерной энергетической установки.

В России предложен ряд концептуальных решений по ядерной энергетической установке с реактором со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя. Для каждой из концепций сформулирован ряд задач, которые должны быть решены перед началом проектирования реактора. Наиболее проработанным на сегодняшний день вариантом является реактор ВВЭР-СКД тепловой мощностью 1250 МВт с быстрым спектром нейтронов в активной зоне и принудительной циркуляцией СКД теплоносителя без псевдо-фазового перехода в активной зоне реакторе. Ряд задач, сформулированных для данной концепции предлагается решать на действующих экспериментальных установках. Однако, решение ряда задач, таких как проведение реакторных исследований в обоснование выбора условий эксплуатации энергетического реактора с быстрым спектром нейтронов, использующего в качестве теплоносителя воду со сверхкритическими параметрами; организация и управление реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя (пуск реактора, выход на энергетический уровень мощности, переход с одного уровня мощности на другой, работа на номинальном уровне мощности, останов и др.); проведение комплексных расчетно-экспериментальных исследований с целью получения необходимой информации для разработки и верификации расчетных кодов; испытания новых типов оборудования различных технологических систем (элементы систем аварийного охлаждения активной зоны, парогенераторы, циркуляторы и пр.), приборов и систем управления, контроля и диагностики энергетических реакторов невозможно без сооружения экспериментального реактора.

Ранее специалистами из ОКБ «Гидропресс» и ГНЦ РФ «ФЭИ» предлагалась концепция реактора-прототипа, тепловой мощностью 30 МВт. Основная идея концепции заключается в том, что такой реактор должен только максимально близко воспроизводить характеристики двухзаходного реактора ВВЭР-СКД-1700 в одноконтурной ЯЭУ. Разработчики концепции не ставили задач размещения в активной зоне такого реактора петлевых каналов и облучательных устройств для возможности моделирования альтернативных концепций реакторов с СКД теплоносителем, а также для решения задач действующих реакторов типа ВВЭР.

В связи с этим необходимо разработать концепцию активной зоны реактора МТИР-СКД, которая должна не только максимально близко воспроизводить основные характеристики энергетического реактора ВВЭР-СКД с быстрым спектром нейтронов, но и иметь экспериментальные возможности в виде петлевых каналов, в которых возможно было бы проводить ускоренное облучение перспективных топливных и конструкционных материалов для действующих и перспективных легководных реакторов с учетом

воспроизведения скоростей набора повреждающей дозы и выгорания, моделировать переходные и аварийные процессы, а также проводить изучение альтернативных концепций СКД-реакторов.

Вторая глава диссертационной работы посвящена верификации расчетных инструментов, используемых для дальнейших исследований основных характеристик реактора МТИР-СКД. При проведении расчетов нейтронно-физических характеристик и эффектов использовались различные версии программного комплекса MCNP, а расчет изменения изотопного состава топлива при его выгорании проводился с использованием программного комплекса ISTAR. Верификация данных программных комплексов состояла из двух этапов.

На первом этапе использовались экспериментальные данные, полученные на критическом стенде БФС-1. В конце 90-х и в начале 2000-х на этом стенде была осуществлена программа предварительных экспериментов в обоснование постановки в активную зону реактора типа ВВЭР-1000 МОКС-топлива с низкофоновым плутонием. Серия данных экспериментов получила название БФС-93. Выбор данных экспериментов обусловлен использованием на стенде центральной вставки с легководным теплоносителем и твэлов с МОКС-топливом.

Верификация программного комплекса MCNP на экспериментах, проведенных на серии экспериментов БФС-93 включала в себя:

- создание расчетных моделей экспериментальных сборок БФС-93-1 и БФС-93-2 с детально заданной геометрией;

- расчет критичности этих моделей;

- расчет спектральных индексов и аксиального распределения скоростей деления этих моделей в измерительном канале;

- расчет аксиального и радиального распределений энерговыделения.

Расчет исследованных конфигураций сборки БФС-93 был выполнен по программе MCNP с использованием ядерных констант из библиотеки БНАБ-93, а также ENDF-B7.0. Расчет в ПК Serpent был выполнен с использованием ядерных констант из библиотеки JEFF-3.1.1. Расчеты проводились со статистикой 10^9 в MCNP и 10^8 в Serpent.

Аксиальное энерговыделение в конфигурации БФС-93-1 представлены на рисунке 1. Как видно из полученной зависимостей, за исключением конечных точек распределения, результаты расчета и эксперимента по измерению аксиального распределения энерговыделения находятся в очень хорошем согласии между собой, отклонения редко превышают 2,5-3%.

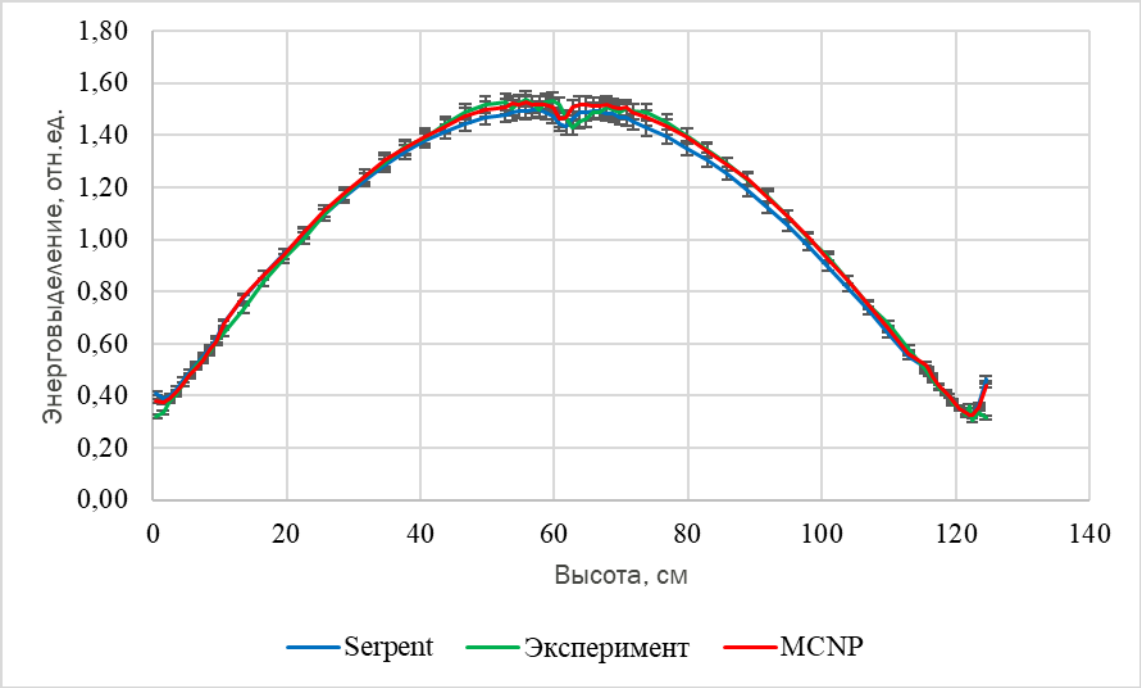


Рисунок 1 – Аксиальное распределение энерговыделения в сборке БФС-93-1

Радиальные распределения энерговыделения для конфигурации БФС-93-1 представлены на рисунке 2. За исключением крайних точек распределения от центра (для Serpent 2-я с конца, для MCNP последние две по БФС-93-1, последняя для MCNP по БФС-93-2), результаты расчета и эксперимента на БФС-93-1 по измерению радиального распределения энерговыделения находятся в очень хорошем согласии между собой, отклонения редко превышают 2,5-3%.

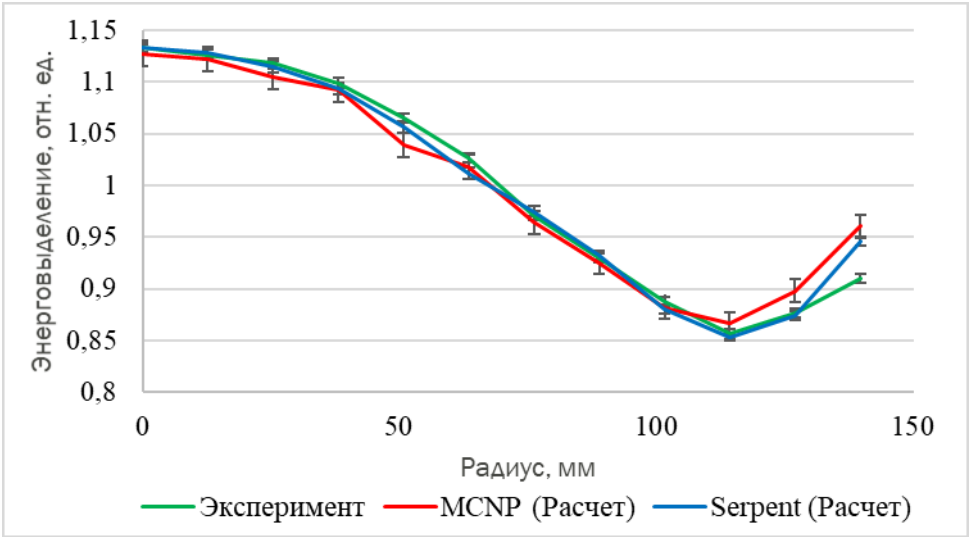
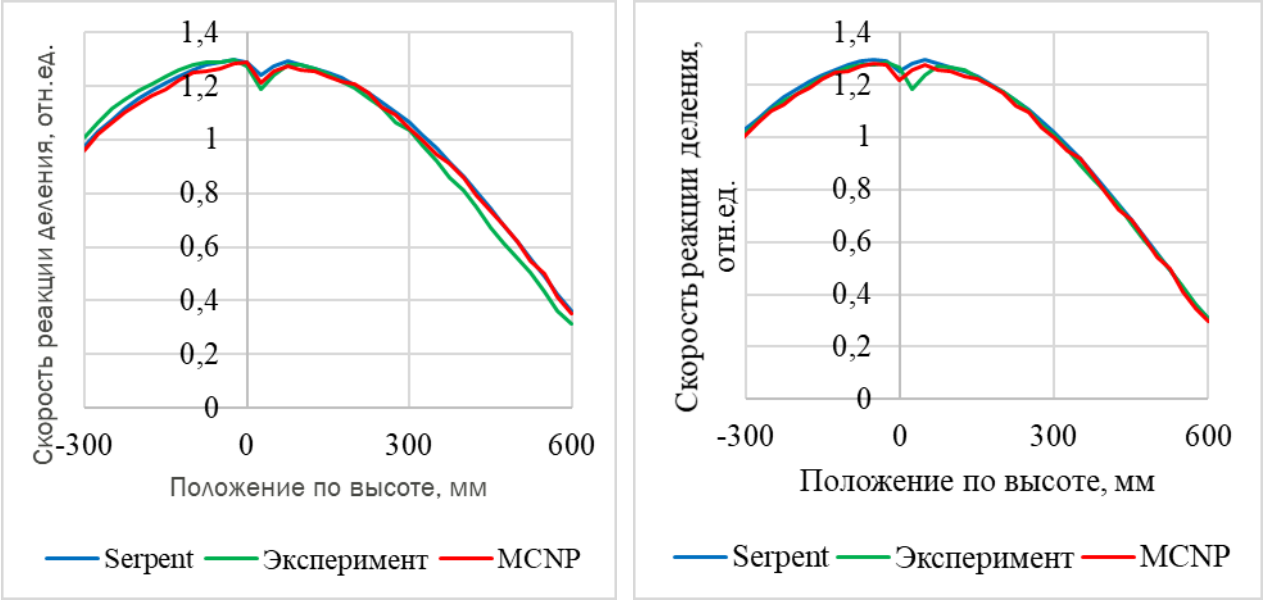


Рисунок 2 – Радиальное распределение энерговыделения в сборке БФС-93-1

Спектральные индексы и распределения скоростей деления по высоте сборки представлены в таблице 1 и на рисунке 3.



а) б)

Рисунок 3 – Аксиальное распределение скорости деления в сборке БФС-93-1:
а) U^{235}; б) Pu^{239}

Таблица 1 – Отношения скоростей реакции в сборке БФС-93-1

	F239/F235	F238/F235	C197/F235
Serpent	1,898±0,032	0,00135±0,024	0,758±0,029
MCNP	1,923±0,021	0,00151±0,00002	0,762±0,018
Эксперимент	1,930±0,035	0,00170 ± 0,00005	0,718 ± 0,027

Результаты расчета спектральных индексов говорят о хорошем совпадении расчетов с экспериментом.

Аналогичные зависимости получены и для конфигурации сборки БФС-93-2, которые также показывают хорошее согласие экспериментов и результатов расчета.

На втором этапе верификации использовался расчетный бенчмарк ТВС реактора ВВЭР-СКД с детально заданной аксиальной структурой. Выбор данного бенчмарка обоснован тем, что реактор МТИР-СКД, являющийся предметом исследования данной диссертационной работы, является прототипом энергетического реактора ВВЭР-СКД.

Среди расчетных тестов представлены следующие группы:

- начальная критичность;

- высотные распределения мощности делений и скоростей реакций;

- реализация пустотного эффекта реактивности (ПЭР);

- плотностной эффект реактивности, предусматривающий как снижение плотности теплоносителя от номинальной, так и ее повышение до 1 г/см3

- выгорание до проектных значений с заданными параметрами

Данный перечень охватывает области, в которых проявляются основные нейтронно-физические свойства системы ВВЭР-СКД, отличающие его от других реакторов.

Для участия в расчетном тесте были использованы следующие программные средства: Serpent, MCNP, KENO VI, JARFR, с библиотеками JEFF-3.1.1, JEFF-3.3 , ENDF/B-7.0, ENDF/B-7.1.

Первый этап расчетного теста – построение моделей и определение значения коэффициента размножения нейтронов. Финальные результаты представлены в таблице 2.

Таблица 2 – Значения Keff для ТВС со свежим топливом в исходном состоянии

Код	Библиотека констант	k-inf	Стандартное отклонение (1 σ)
Serpent-1	JEFF-3.3	1.05407	0.00015
MCNP-1	ENDF/B-7.0	1.04957	0.00012
KENO VI	ENDF/B-7.1	1.05359	0.00010
Serpent-2	ENDF/B-7.1	1.05231	0.00009
MCNP-2	ENDF/B-7.1	1.05370	0.00011
Serpent-3	JEFF-3.1.1	1.05200	0.00010

Видно, что разница между значениями k-inf находятся в пределах 0,5%, а если исключить расчет MCNP-1, то в пределах 0,2%. Как показывает имеющийся опыт, при сравнении результатов, полученных на одинаковых моделях с разными библиотеками ядерных констант, разница между значениями k-inf может достигать значений более 0,5% в абсолютном значении. Поэтому данный результат можно считать удовлетворительным.

Проведено сравнение распределений скоростей делений по высоте топливного столба. Результаты представлены на рисунке 4.

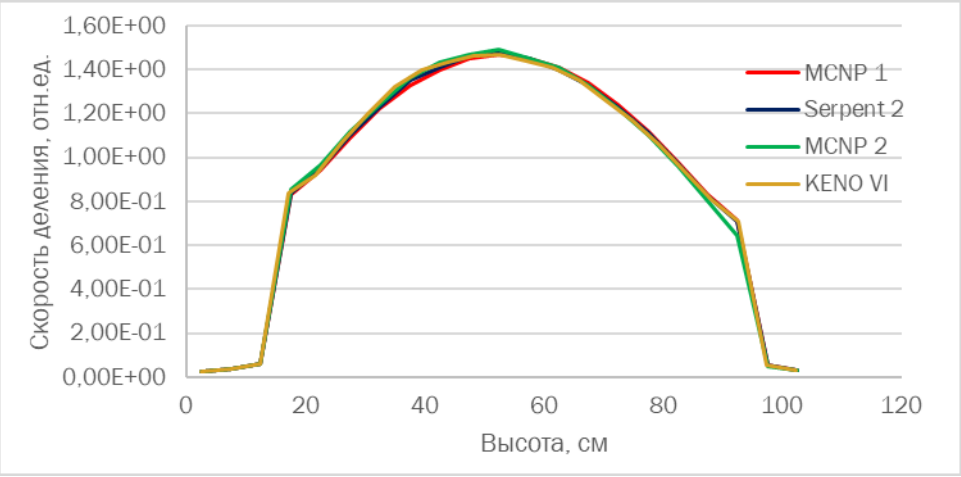


Рисунок 4 – Аксиальное распределение суммарной скорости делений

В пределах активной зоны отклонения не превышают 1% от средних значений, на периферии разница повышается до ~2%

Бенчмарк предполагает последовательный расчет конфигураций ТВС с убывающей плотностью теплоносителя для номинальных температур. Плотность теплоносителя меняется плавно, при этом сохраняется исходное относительное ее распределение. Значения вводимой положительной реактивности от опустошения в зависимости от плотности теплоносителя представлены рисунке 5.

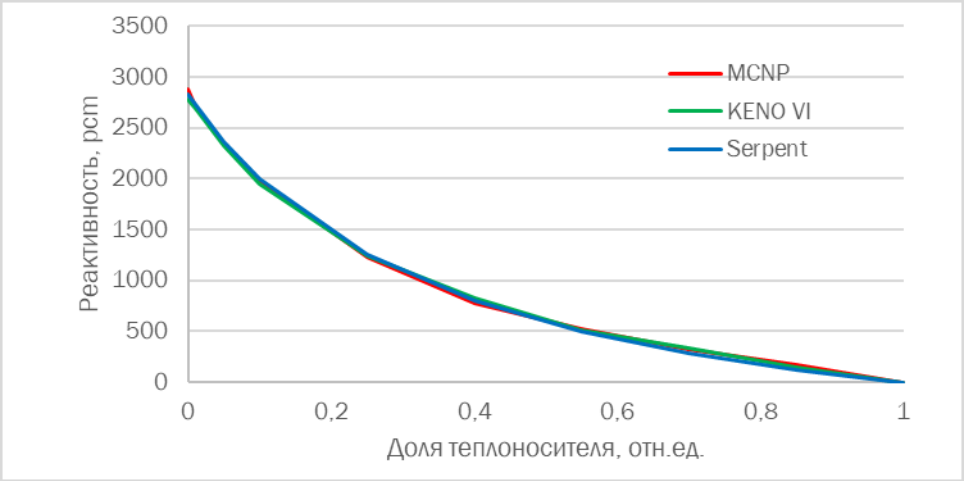


Рисунок 5 – Зависимость пустотного эффекта реактивности

Верификация программного комплекса ISTAR проводился при тестовом расчете выгорания ТВС реактора ВВЭР-СКД. Оценивалась отрицательная реактивность, обусловленная набором выгорания. Результаты представлены на рисунке 6.

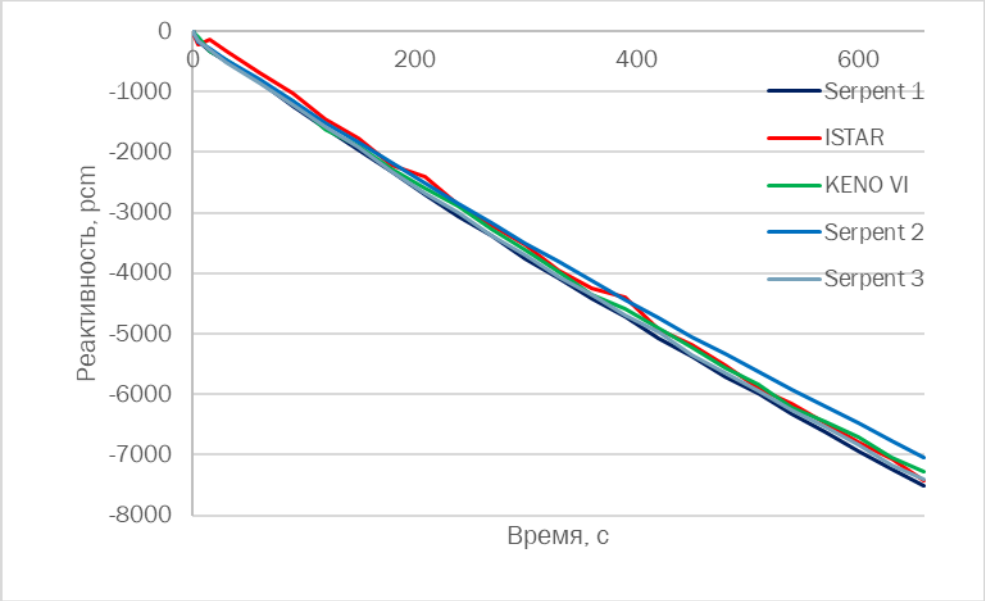


Рисунок 6 – Зависимость падения реактивности от времени облучения

Падение реактивности для разных вариантов расчета отличается не более чем на 4%. При этом, эти отличия обусловлены, прежде всего, разными наборами нейтронных библиотек, тогда как при использовании одной библиотеки разные программы дают схожий в пределах статистической погрешности результат.

Третья глава посвящена покомпонентному анализу пустотного эффекта реактивности. Анализ проводился для широкого ряда объемов активной зоны с целью ранжирования вклада в пустотный эффект реактивности различных компонент.

Анализ влияния различных нуклидов на пустотный эффект реактивности в реакторах с потерей теплоносителя подчеркивает важность тщательного планирования и оценки безопасности таких систем. Описанная нейтронно-физическая модель позволяет глубже понять взаимодействие нейтронов с материалами, а также влияние конструктивных особенностей активной зоны на реактивность в критических ситуациях.

Нейтронно-физическая модель реактора включает 17 областей с различными конструктивными и нейтронно-физическими характеристиками, основанными на 125 нуклидах. Модель позволяет рассчитывать утечку нейтронов из активной зоны и всего реактора, определяя разницу между нейронами, покидающими активную зону, и возвращающимися. В реакторе осуществляется баланс нейтронов: нейтроны, возникающие в результате деления, могут поглощаться ядрами (образование гамма-квантов или альфа-частиц), утекать за границы реактора, вызывать вторичные нейтроны в реакциях (n, 2n) или (n, 3n), инициировать деление тяжелых атомов или рассеиваться.

В исследовании влияния конструктивных особенностей активной зоны на пустотный эффект реактивности были рассмотрены три варианта. Вариант 1 представляет базовую модель без профилирования энерговыделения и без учета компенсации плотностного эффекта при заполнении активной зоны теплоносителем высокой плотности. Вариант 2 включает профилирование энерговыделения с тремя зонами разного содержания плутония, что уменьшает неоднородность поля энерговыделения, но не учитывает компенсацию плотностного эффекта. Вариант 3 наиболее реалистичен, так как учитывает и профилирование энерговыделения, и компенсацию плотностного эффекта с помощью гомогенно распределенного гадолиния, который поглощает тепловые нейтроны. Для всех вариантов проводился подбор содержания плутония для достижения коэффициента размножения 1,021-1,024 и коэффициента неравномерности 1,08-1,09. Критерий выбора доли оксида гадолиния основывался на равенстве коэффициентов размножения в номинальном состоянии и при заливе активной зоны водой плотностью 1 г/см³. Оценка пустотного эффекта включала два сценария опустошения: только в активной зоне и полное отсутствие теплоносителя во всем реакторе (рисунок 6).

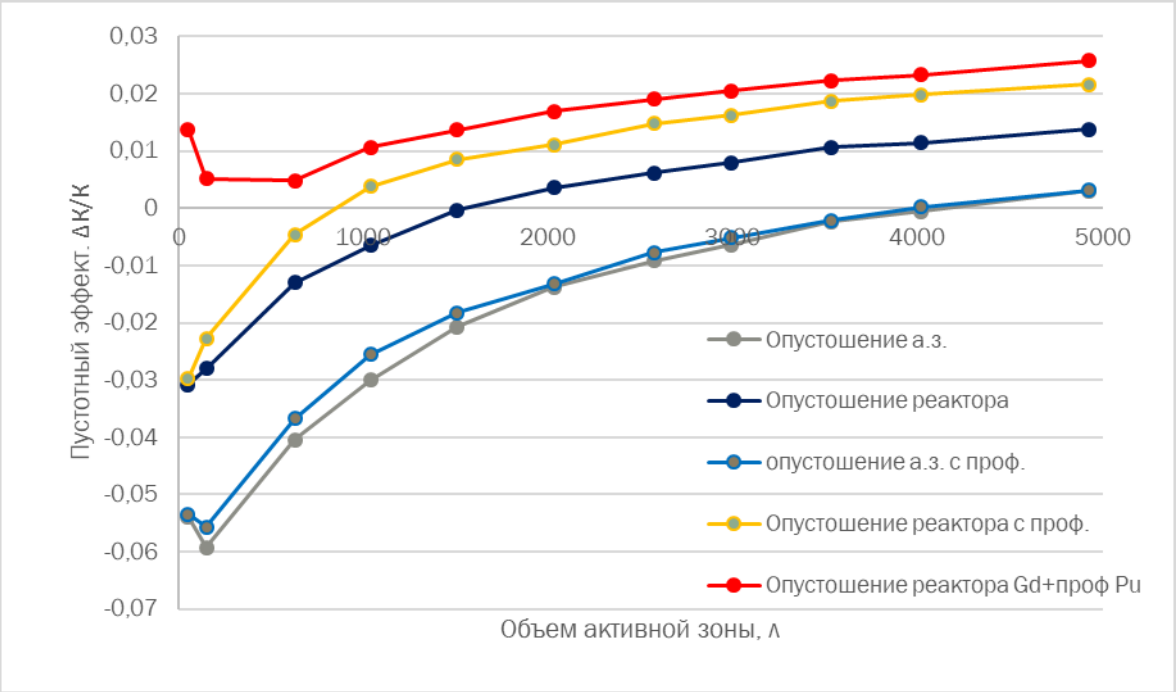


Рисунок 6 - Зависимость пустотного эффекта реактивности от объема активной зоны для различных сценариев опустошения

Поскольку наиболее реалистичным сценарием является вариант с профилированием активной зоны плутонием и компенсацией плотностного эффекта путем добавления в топливо оксида гадолиния, то анализ механизмов реализации пустотного эффекта реактивности проведен для него (таблица 3)

Таблица 3 - Вклад различных элементов конструкции реактора на суммарный пустотный эффект реактивности при полном опустошении реактора (нормировка на 1000 нейтронов, вызвавших деление)

Объем а.з., л	Корпус	Опускной участок теплоносителя	Выгородка	Сталь в отражателе	Сталь в ТВС в активной зоне	Сталь в ТВС вне активной зоны	Топливо НТЗВ	Топливо активной зоны	Топливо ВТЗВ	Торцевой отражатель	Утечка из реактора	**ПЭР**
50	-212	32	50	368	5	51	29	278	25	-56	-534	**36**
150	-186	22	26	213	7	49	14	336	14	-92	-396	**6**
500	-128	13	9	82	6	31	-8	339	-4	-93	-237	**9**
1000	-101	7	-15	55	5	23	-16	324	-8	-88	-163	**24**
1500	-88	6	-15	43	4	19	-14	311	-9	-79	-138	**38**
2000	-78	5	-15	34	2	16	-15	300	-10	-71	-121	**48**
2500	-72	5	-15	30	2	13	-15	289	-10	-65	-109	**54**
3000	-68	5	-14	27	1	12	-15	284	-10	-61	-102	**58**
3500	-63	4	-14	23	1	11	-14	278	-10	-57	-94	**64**
4000	-60	4	-14	21	0	10	-15	272	-10	-54	-89	**65**
5000	-46	4	-58	20	-1	7	-13	267	-7	-75	-44	**69**

Утечка нейтронов из активной зоны реактора оказывает значительное влияние на пустотный эффект реактивности и критичность. Необходимо учитывать различные пути утечки: вылет нейтронов в отражатель, их возможное рассеяние и возвращение в активную зону. Утечка нейтронов с профилированием превышает 10 % из-за быстрого спектра нейтронов. При увеличении объема активной зоны наблюдается рост утечки нейтронов, но для оценки вклада утечки в пустотный эффект интересует абсолютное значение дополнительно вылетающих нейтронов. Максимальный отрицательный вклад утечки наблюдается при объеме около 500 литров.

Корпус реактора и внутрикорпусные устройства влияют на пустотный эффект реактивности при полном опустошении реактора, увеличивая утечку нейтронов и ужесточая спектр нейтронов, что приводит к снижению сечения захвата нейтронов. При полном опустошении наблюдаются противоположные эффекты: ужесточение спектра в корпусе увеличивает пустотный эффект, в то время как рост плотности потока нейтронов в корпусе (в 30-40 раз) определяет отрицательный вклад в пустотный эффект реактивности. Сечение захвата изотопа железа-56 слабо зависит от объема активной зоны и уменьшается при опустошении.

Пустотный эффект реактивности в стальном отражателе реактора определяется изменением сечения захвата нейтронов и плотности потока нейтронов. В отличие от корпуса реактора, стальной отражатель преимущественно вносит положительный вклад в пустотный эффект из-за значительного снижения сечения захвата, которое уменьшается в 3,5-4,5 раза, в то время как плотность потока нейтронов увеличивается в 2-2,5 раза. При увеличении объема активной зоны вклад отражателя снижается из-за уменьшения плотности потока нейтронов. Основной вклад в пустотный эффект реагирует изотоп железа-56.

В стальных конструкциях ТВС активной зоны сталь практически не влияет на пустотный эффект, так как баланс между снижением сечения захвата и увеличением плотности потока нейтронов приводит к практически нулевому вкладу для больших объемов активной зоны. Хотя в малых объемах наблюдается небольшой положительный вклад стали, снижение доли стали в активной зоне может уменьшить пустотный эффект реактивности, но это будет связано с уменьшением необходимого плутония для компенсации критичности.

Топливо активной зоны представляет собой смесь оксидов урана и плутония с добавлением оксида гадолиния для достижения отрицательного значения плотностного эффекта реактивности. Вклад гадолиния уменьшается с увеличением объема активной зоны, что связано с его долей в топливе. Плютоний-239 значительно увеличивает

положительный пустотный эффект за счет изменения спектра, при этом его параметр альфа уменьшается более чем в два раза.

Также представляет интерес изотоп плутония-240, который вносит такой же вклад в эффект пустоты реактивности, как изотоп плутония-239, несмотря на его концентрацию, которая в три раза ниже, чем у плутония-239. Это связано с значительным снижением сечения радиационного захвата, снизившегося с 1,2-1,5 барн до 0,3-0,4 барн. Таким образом, можно утверждать, что изотоп плутония-240 влияет на пустотный эффект реактивности как непосредственно, так и опосредованно. Прямая зависимость проявляется в уменьшении сечения захвата нейтронов, в то время как косвенная зависимость обусловлена необходимостью добавления в топливо дополнительного делящегося плутония-239 для достижения критичности из-за паразитного захвата нейтронов плутонием-240.

Четвертая глава посвящена определению минимального объема активной зоны реактора МТИР-СКД, при котором воспроизводятся основные характеристики энергетического реактора ВВЭР-СКД, а также расчетному обоснованию выбора физических характеристик такого реактора и его экспериментальных возможностей.

На первом этапе проведено ранжирование критериев представительности характеристик реактора МТИР-СКД с точки зрения получения максимально близких к ВВЭР-СКД параметров и экспериментальных возможностей:

1. Воспроизведение основных рабочих параметров энергетического реактора ВВЭР-СКД (использование близких к ВВЭР-СКД характеристик состояния теплоносителя, использование того же типа топлива, применение аналогичной конструкции твэла и ТВС).
2. Воспроизведение основных физических эффектов и явлений энергетического ВВЭР-СКД (получение близкого энергетического спектра и доли запаздывающих нейтронов, получение аналогичных пространственных распределений нейтронного потока и линейной нагрузки, воспроизведение основных эффектов реактивности и компонент мощностного эффекта реактивности при различных плотностях теплоносителя в активной зоне).
3. Возможность облучения конструкционных материалов для направления ВВЭР-СКД (высокая плотность потока нейтронов, наличие достаточного количества облучательных устройств и петлевых каналов).

Исходя из требований воспроизведения основных рабочих параметров ВВЭР-СКД, и для получения близкого спектра нейтронов, конструкция ТВС МТИР-СКД выбрана аналогичной конструкции ТВС энергетического реактора ВВЭР-СКД, за исключением

уменьшения количества твэлов в одной кассете с 210 до 37. При этом сохраняются близкие объемные доли основных конструкционных компонентов и нейтронно-физические свойства.

Основные результаты варьирования объема активной зоны экспериментального реактора с точки зрения воспроизведения характеристик энергетического реактора ВВЭР-СКД представлены в таблице 4. Характеристики ВВЭР-СКД представлены в открытых источниках.

Таблица 4 - Основные характеристики реактора МТИР-СКД различного объема

Параметр	Варианты МТИР-СКД		
	1	**2**	**3**
Установленная тепловая мощность реактора, МВт	10	30	100
Объем активной зоны, л	50	150	500
Средняя энергия нейтронов, вызывающих деление, МэВ	1,061	0,924	0,816
Средняя энергия спектра нейтронов, МэВ	0,18	0,15	0,12
Доля нейтронов, вызвавших деление в энергетическом интервале, %: <0.625 эВ 0.625 эВ - 100 кэВ >100 кэВ	 0,52 32,55 66,93	 0,72 41,16 58,12	 1,02 48,71 50,27
Отношение скорости реакции захвата к скорости деления на Pu-239 (α) в центральной ТВС	0,19	0,28	0,38
Отношение скорости реакции захвата к скорости деления на Pu-239 (α) в активной зоне	0,21	0,30	0,38
Утечка нейтронов из активной зоны, %	39	30	20
Эффект залива активной зоны теплоносителем плотностью 1 г/см^3 (без компенсации гадолинием), $	30	21	10
Пустотный эффект реактивности (с учетом компенсации гадолинием), $	5	4	2
Доля запаздывающих нейтронов, %	0,29	0,32	0,36
Доплеровский коэффициент реактивности (при рабочей плотности теплоносителя), 1/К	$-4{,}95\cdot10^{-6}$	$-1{,}47\cdot10^{-5}$	$-1.82\cdot10^{-5}$

В результате выполненной работы определен минимальный объем активной зоны МТИР-СКД, при котором воспроизводятся основные нейтронно-физические особенности энергетического реактора ВВЭР-СКД, а также имеются достаточные возможности для проведения необходимой исследовательской программы с получением представительных результатов, которые описаны ниже.

Спектр нейтронов в активной зоне реактора МТИР-СКД объемом 50 литров существенно отличается от спектра нейтронов энергетического реактора ВВЭР-СКД, что объясняется отличием значения коэффициента α=Rc/Rf, более чем в 2 раза. При объеме МТИР-СКД 500 литров в центральной части активной зоны данного реактора устанавливается спектр нейтронов, достаточно близко повторяющий спектр ВВЭР-СКД, при этом значения коэффициента α=Rc/Rf, отличаются не более чем на 5 %. Сравнение спектра нейтронов представлено на рисунке 9.

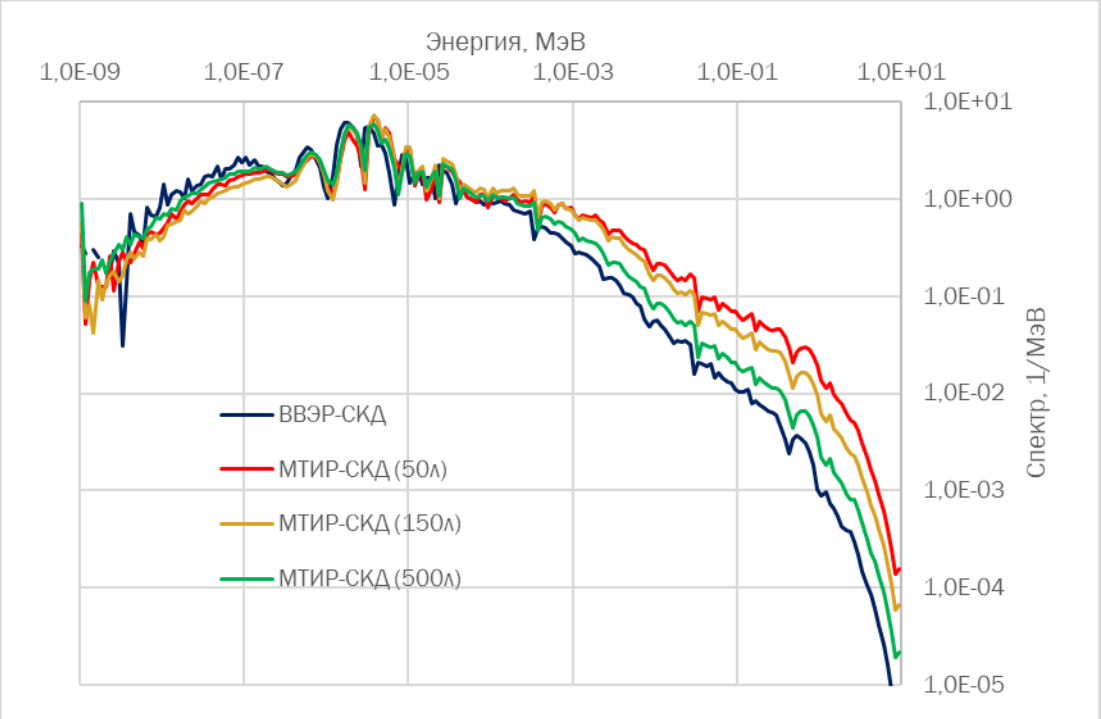


Рисунок 7 - Спектр нейтронов

Реактор объёмом 50 литров имеет в 2,5 раза большее значение ПЭР, чем реактор объемом 500 литров, вследствие высокой утечки нейтронов из активной зоны первого реактора и низким значением доли запаздывающих нейтронов;

Значение доплеровского коэффициента реактивности для активной зоны 50 литров в 2 раза ниже, чем для активной зоны 500 литров, вследствие большего содержания плутония в топливе.

Для компенсации положительного плотностного эффекта МТИР-СКД при заливе активной зоны теплоносителем высокой плотности, по аналогии с ВВЭР-СКД, в активной зоне реактора объёмом 50 л требуется загрузка ядерного топлива с содержанием плутония, близком к 100%-ам (по тяжелым ядрам), и 20%-ым (массовым) содержанием гадолиния, опыт изготовления топлива с такими характеристиками отсутствует. В варианте реактора объёмом 500 л содержание плутония в ядерном топливе составляет 27

%, что является близким значением к содержанию плутония в энергетическом реакторе ВВЭР-СКД, при этом требуется не более 2 % гадолиния. Топливо с таким содержанием гадолиния может быть изготовлено на базе действующего промышленного производства.

В отличие от варианта МТИР-СКД объёмом 500 л, в варианте МТИР-СКД объёмом 50 л невозможно эффективное облучение конструкционных, топливных и поглощающих материалов, вследствие низких значений плотности потока нейтронов и высокого реактивностного веса штатной ТВС, что приводит к сложностям размещения большого количества ампульных и облучательных устройств. Кроме этого, в реакторе такого объема невозможно размещение периферийного петлевого канала, в котором возможно было бы экспериментальное исследование различных концепций энергетического ВВЭР-СКД, в том числе, с псевдофазовым переходом сверхкритического легководного теплоносителя, при прохождении его через активную зону реактора.

Таким образом, для обоснования основных эффектов энергетического реактора ВВЭР-СКД и возможности проведения экспериментальных исследований в обоснование развития направления легководных инновационных реакторов минимальный объем МТИР-СКД должен составлять не менее 500 литров. При средней линейной нагрузки 190 Вт/см (близкой к энергетическому реактору ВВЭР-СКД) тепловая мощность составит 100 МВт. При данном объеме возможно размещение двух петлевых каналов: в центре активной зоны на месте одной ТВС для моделирования аварийных и переходных процессов, а также на периферии активной зоны на месте семи ТВС для отработки различных концепций реакторов с СКД-теплоносителем с различным спектром нейтронов.

Существует большой опыт эксплуатации установок с водой при сверхкритических параметрах в традиционной тепловой энергетике. Однако, в отличие от активной зоны реактора, удельный тепловой поток через поверхность нагрева в СКД-бойлерах тепловых электростанций имеет значительно меньшее значение. Поэтому на первом этапе для определения допустимых тепловых потоков предполагается постадийное освоение мощности РУ. Предлагается концепция поэтапного освоения мощности, которая включает в себя поэтапное повышение мощности реактора и энерговыделения в активной зоне вплоть до достижения целевых параметров энергетического реактора ВВЭР-СКД (максимальная линейная нагрузка 270-300 Вт/см), сопровождаемое обоснованием каждого дальнейшего повышения мощности реактора при получении положительных результатов испытания твэлов МТИР-СКД в центральном петлевом канале на более высоких нагрузках, чем у твэлов в драйвере активной зоны.

В связи с отсутствием референции работы установок на параметрах энерговыделения, соответствующих энергетическому реактору ВВЭР-СКД, основной задачей концепции поэтапного освоения мощности МТИР-СКД является пошаговое увеличение линейных нагрузок в твэлах активной зоны, которому предшествует обоснование работоспособности экспериментальных твэлов с таким же топливом в центральном автономном петлевом канале. Таким образом, МТИР-СКД способен использовать только свои экспериментальные возможности для обоснования выхода на максимальную проектную мощность. Повышенное энерговыделение в опытных твэлах центрального петлевого канала (по сравнению с твэлами зоны драйвера) достигается за счет повышения обогащения урана при том же содержании плутония с целью сохранения структурного и химического состава. Таким образом происходит обоснование возможности работы твэлов драйвера при более высоких значениях линейных нагрузок, что позволит поэтапно получить лицензию на эксплуатацию МТИР-СКД вплоть до проектной мощности 100 МВт и достигать параметров энерговыделения, характерных для энергетического реактора ВВЭР-СКД. Необходимо отметить, что при работе реактора МТИР-СКД на различных уровнях мощности возможно варьирование расхода теплоносителя через активную зону, а также варьирование подогрева теплоносителя в активной зоне (таблица 5).

Таблица 5 - Характеристики МТИР-СКД объемом 500 литров при работе на различных уровнях мощности

Параметр	Этапы эксплуатации МТИР-СКД		
Мощность, МВт	100	30	10
Расход теплоносителя через реактор, кг/с	249	74,7 - 249	24,9 - 249
Подогрев теплоносителя в реакторе, С	47,0	47,8 - 9,4	47,8 - 2,56
Отношение скорости реакции захвата к скорости деления на Pu-239 (α) в центральной ТВС	0,40	0,41 - 0,43	0,41 - 0,44
Содержание плутония в топливе, %	29	29	29
Максимальная температура топлива, С	1360	701	550

Не зависимо от этого спектральные и другие нейтронно-физические характеристики, необходимые для воспроизведения характеристик энергетического реактора ВВЭР-СКД определяются только объемом активной зоны и составом топлива и не зависят от уровня мощности, на которой в каждом конкретном эксперименте будет работать МТИР-СКД.

Для выбранного объема активной зоны, с учетом требований к безопасности исследовательских реакторов и особенностей их эксплуатации, определены основные характеристики МТИР-СКД, представленные в таблице 6.

Таблица 6 – Основные характеристики исследовательского реактора МТИР-СКД и энергетического реактора ВВЭР-СКД

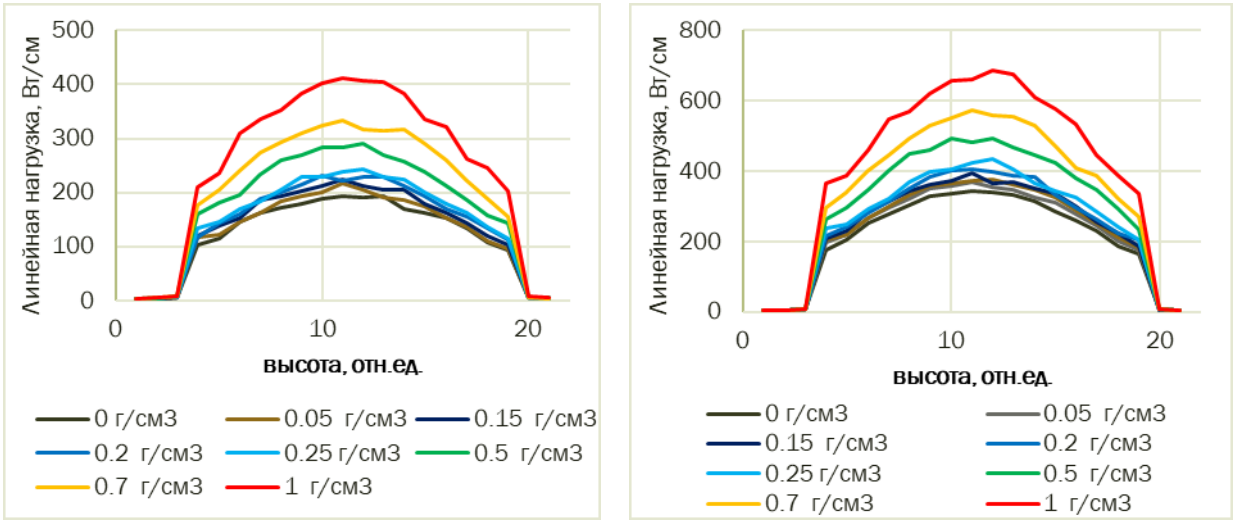
Характеристика	Размерность	ВВЭР-СКД	МТИР-СКД
Мощность	МВт(т)	1250	До 100
Размер ТВС под ключ	мм	144,6	62,4
Число твэл в ТВС	шт	200	37
Проектный ресурс	лет	60	30
Температура теплоносителя: вход / выход	°C	405 / 520	410 / 457
Длительность микрокампании	сут	330	90
Количество микрокампаний	шт	2	5
Выгорание топлива (среднее)	МВт*сут/кг	35	25

Для перевода реактора в подкритическое состояние при заливе активной зоны теплоносителем высокой плотности в топливе гомогенно размещен резонансный поглотитель – оксид гадолиния Gd2O3 в количестве 0,5%.

Для снижения коэффициента неравномерности и линейной нагрузки максимально напряженного твэла в МТИР-СКД применяется трехзонное выравнивание поля энерговыделения с различным содержанием плутония в топливе: в центральной части активной зоны расположено топливо с содержанием плутония 22 %, в средней части с содержанием 27 %, а на периферии – 35 %. В этом случае удается достичь коэффициента неравномерности на уровне 1,17 в свежем состоянии. По мере выгорания топлива радиальная неравномерность энерговыделения в активной зоне снижается.

Для обоснования безопасности реактора в условиях протекания аварий с потерей теплоносителя (LOCA) или попадания теплоносителя высокой плотности в активную зону необходимо проведение экспериментального моделирования такого рода аварийных процессов. В качестве подтверждения возможности экспериментального моделирования аварий и переходных процессов в центральном петлевом канале, предполагающих изменение плотности теплоносителя, проведены расчеты распределения плотности потока нейтронов и линейной нагрузки для твэлов, расположенных в активной зоне реактора в непосредственной близости к петлевому каналу и в самом петлевом канале для топлива с содержанием плутония 22% и обогащением урана 0,1% и 20% при различных плотностях теплоносителя (рисунок 10).

Необходимо отметить, что при заливе теплоносителем плотностью 1 г/см^3 пространства внутри центрального канала, окружающего опытные твэлы (при содержании урана в них 0,1% или 20%), в соседних с петлевым каналом твэлах драйвера активной зоны происходит рост энерговыделения на 12% и 13% соответственно. При этом, в самом петлевом канале максимальная линейная нагрузка возрастает более, чем в два раза (рисунок 8).



а) б)

Рисунок 8 - Распределение линейной нагрузки по высоте твэлов центрального петлевого канала при различной плотности теплоносителя в нем с обогащением урана в экспериментальных твэлах а) 0,1%, б) 20%

Для экспериментального моделирования аварийных и переходных процессов необходимо достижение в экспериментальных твэлах, размещенных в центральном петлевом канале (ЦПК), повышенных по сравнению со штатным топливом значений энерговыделения. В качестве примера проведены расчеты распределения линейного энерговыделения для экспериментальных твэлов, расположенных в центральном петлевом канале (рисунок 9).

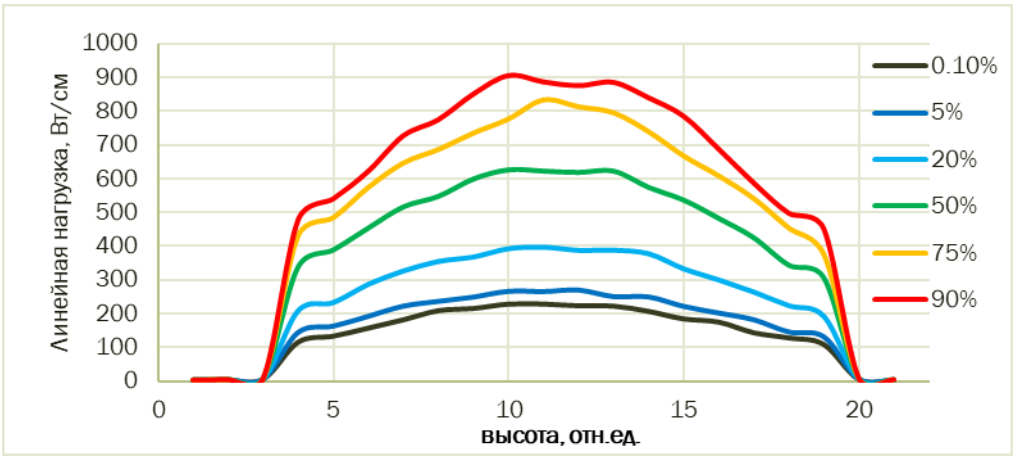


Рисунок 9 - Распределение линейной нагрузки по высоте твэла в ЦПК в зависимости от обогащения урана в топливе экспериментальных твэлов

Как видно из полученных зависимостей в центральном петлевом канале возможно достижение максимальных линейных нагрузок порядка 900 Вт/см при использовании топлива в экспериментальных твэлах с подобным МТИР-СКД и ВВЭР-СКД химическим составом, т.е. при содержании плутония в МОКС-топливе 22% и обогащением урана 90%. Такие значения позволят проводить в ЦПК эксперименты со значительным повышением мощности и по циклическому изменению мощности. Также определено, что линейная

нагрузка по высоте твэла в активной зоне в случае использования в петлевом канале топлива с 90% ураном по сравнению с использованием в канале стальных стержней увеличивается лишь на 2%.

Периферийный петлевой канал дает возможность размещения большого количества твэлов, а также штатной ТВС МТИР-СКД, что должно обеспечить представительность экспериментов и минимизацию возмущений поля энерговыделения в ТВС, окружающих периферийный ПК.

На ряду с концепцией реактора ВВЭР-СКД с быстро-резонансным спектром нейтронов существует ряд концептуальных предложений по легководным реакторам со сверхкритическими параметрами, исследования по которым возможно проводить в периферийном петлевом канале:

- ВВЭР-СКД-1700 – одноконтурная двухпетлевая реакторная установка с прямым преобразованием энергии с одно- и двух- заходной активной зоной с быстро-резонансным спектром нейтронов и петлевой компоновкой.

- СКДИ-670 – двухконтурная реакторная установка с естественной циркуляцией теплоносителя с термо-резонансным спектром нейтронов в интегральной компоновке.

Периферийный петлевой канал позволит проводить эксперименты по длительному облучению штатных твэлов активной зоны реактора ВВЭР в максимально приближенных к реальным условиях облучения (рисунок 10). Конструкция канала позволяет создать максимально близкие к реактору ВВЭР условия облучения: температура и давление теплоносителя, шаг дистанционирования твэлов, материальный состав топлива и оболочки.

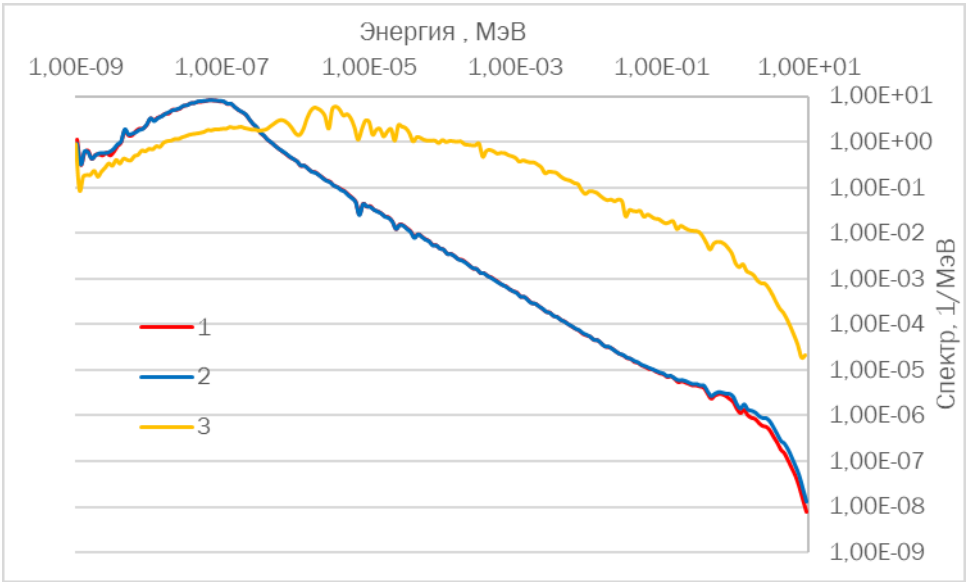


Рисунок 10 – Спектр нейтронов: 1 – периферийный петлевой канал МТИР-СКД с твэлами ВВЭР-1000; 2 – реактор ВВЭР-1000; 3 – реактор МТИР-СКД

Несмотря на достаточно быстрый спектр нейтронов в активной зоне МТИР-СКД, конструкция и физические особенности периферийного петлевого канала позволяют получить в нем собственный спектр реактора ВВЭР-1000. Зона драйвера в этом случае выступает в качестве источника нейтронов.

Основным критерием представительности получаемых результатов при длительном облучении экспериментальных твэлов в петлевом канале МТИР-СКД является близость соотношения между скоростью набора повреждающей дозы на оболочке твэла и выгоранием топлива в твэле к этим же параметрам в реакторе ВВЭР. В периферийном петлевом канале обеспечивается достаточно высокая степень соответствия с реактором ВВЭР-1000 соотношения скоростей набора повреждающей дозы и выгорания (таблица 7).

Таблица 7 - Параметры облучения опытных твэлов в петлевом канале МТИР-СКД в сравнении с ТВС реактора ВВЭР-1000

Параметр	ВВЭР-1000	Петлевой канал МТИР-СКД
Скорость набора повреждающей дозы, сна/с	$5{,}35 \cdot 10^{-9}$	$7{,}25 \cdot 10^{-9}$
Скорость набора выгорания, (МВт*сут/кг)/с	$4{,}89 \cdot 10^{-9}$	$6{,}35 \cdot 10^{-9}$
Отношение скорости набора повреждающей дозы к скорости выгорания, сна/(МВт*сут/кг)	$1{,}09 \cdot 10^{-2}$	$1{,}14 \cdot 10^{-2}$

При этом в петлевом канале МТИР-СКД абсолютные значения скоростей набора повреждающей дозы и выгорания выше, чем в реакторе ВВЭР-1000, что позволит проводить ускоренное облучение при сохранении соотношения между скоростью набора повреждающей дозы и набору выгорания.

Заключение

В рамках данной диссертационной работы получен ряд нейтронно-физических характеристик активной зоны экспериментального реактора со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя. Получены следующие результаты:

1. Разработаны подходы к моделированию и верифицированы программные средства MCNP и ISTAR для расчета нейтронно-физических характеристик и выгорания топлива на основе экспериментальных данных, полученных на сборке БФС-93, и расчетном бенчмарке ТВС реактора ВВЭР-СКД, прототипом которого является рассматриваемый в диссертационной работе реактор МТИР-СКД. Отклонения редко превышают 3 % при расчете распределений скоростей реакции деления и их отношений, а также аксиального и радиального энерговыделения.

2. Расчетным путем определено, что оптимальный объем активной зоны реактора МТИР-СКД с точки зрения минимального пустотного эффекта реактивности составляет 450-550 литров.

3. Расчетным путем определено, что минимальный объем активной зоны МТИР-СКД, при котором обеспечиваются критерии представительности для обоснования энергетического реактора ВВЭР-СКД составляет 500 литров.

4. Определены основные нейтронно-физические характеристики работы реактора МТИР-СКД при его работе на уровнях мощности 10, 30 и 100 МВт.

5. Обоснована возможность проведения экспериментов по моделированию аварийных процессов, характерных для активных зон действующих и перспективных легководных реакторов. Достигаются параметры энерговыделения в топливе до 350 кал/г.

6. Обоснована возможность достижения в периферийном петлевом канале теплового спектра нейтронов (типичного спектра реактора ВВЭР), позволяющего проводить эксперименты по моделированию нейтронно-физических параметров действующих легководных реакторов.

Научные статьи в журналах и изданиях, включенных в перечень ВАК Министерства науки и высшего образования Российской Федерации:

1. **Лапин А.С.,** Бландинский В.Ю., Невиница В.А., Пустовалов С.Б., Седов А.А., Субботин С.А., Фомиченко П.А. Расчетное исследование экспериментальных возможностей реактора МТИР-СКД. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2025. – № 1. – С. 7-23. DOI: https://doi.org/10.26583/npe.2025.1.01 **(ВАК К1)**.
2. **Лапин А.С.**, Бландинский В.Ю., Невиница В.А., Пустовалов С.Б., Седов А.А., Субботин С.А., Фомиченко П.А. Нейтронно-физические особенности реактора МТИР-СКД как экспериментальной базы для отработки перспективных легководных реакторных технологий // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2024. – № 3. – С. 18-31. – DOI 10.26583/npe.2024.3.02. (**ВАК К1**);
3. **Лапин А.С.**, Седов А.А., Бландинский В.Ю., Котов Я.А., Фомиченко П.А., Пустовалов С.Б., Невиница В.А., Субботин С.А., Кормилицын М.В. Обоснование выбора физических характеристик и мощности многоцелевого тестового исследовательского реактора со сверхкритическими параметрами легководного теплоносителя // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2024. – № 2. – С. 76-88. – EDN XNREPI. (**ВАК К2**)

4. **Лапин А.С.**, Волков Ю.Н., Бландинский В.Ю., Невиница В.А., Фомиченко П.А. О концепции обеспечения ядерной безопасности МТИР-СКД // Глобальная ядерная безопасность. – 2024. – № 2(51). – С. 5-19. – DOI 10.26583/gns-2024-02-01. (**ВАК К3**);
5. Седов А.А., Пустовалов С.Б., Котов Я.А., **Лапин А.С.**, Невиница В.А., Субботин С.А., Фомиченко П.А. Развитие легководной технологии на базе энергетических реакторов ВВЭР-СКД // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2024. – № 2. – С. 158-175. – EDN YYNXLW. (**ВАК К2**)
6. Седов А.А., Бландинский В.Ю., Котов Я.А., Кузенкова Д.С., **Лапин А.С.**, Невиница В.А., Пустовалов С.Б., Степанов А.С., Субботин С.А., Фомиченко П.А., Фонарев Б.И., Фролов А.А. Концепция ядерной энергетической установки на базе многоцелевого тестового исследовательского реактора малой мощности с легководным теплоносителем сверхкритических параметров // Теплоэнергетика. – 2023. – № 5. – С. 5-22. – DOI 10.56304/S0040363623050065. **(ВАК К1)**;
7. **Лапин А.С.,** Бобряшов А.С., Бландинский В.Ю., Бобров Е.А. Исследование системных характеристик реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2020. – № 3. – С. 93-101. – DOI 10.26583/npe.2020.3. **(ВАК К1)**;
8. **Лапин А.С.,** Бобряшов А.С., Бландинский В.Ю., Бобров Е.А. Оценка системных характеристик реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя для различных топливных циклов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2020. – № 3. – С. 51-62. – DOI 10.55176/2414-1038-2020-3-51-62. (**ВАК К2**).