

ТОМСКИЙ
ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ
УНИВЕРСИТЕТ



На правах рукописи

Лебедев Иван Игоревич

**ФИЗИКО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ НЕЙТРОННО-
ТРАНСМУТАЦИОННОГО ЛЕГИРОВАНИЯ КРЕМНИЯ
ДИАМЕТРОМ ДО 204 ММ В БАСЕЙНОВОМ РЕАКТОРЕ ИРТ-Т**

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

1.3.8 – Физика конденсированного состояния

Томск – 2025

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

Научный руководитель: Варлачев Валерий Александрович

доктор технических наук, профессор-консультант, и.о. заведующего лабораторией №33 ЯР УНЦ «ИЯР», Национальный исследовательский Томский политехнический университет, г. Томск

Официальные оппоненты: Михайлов Михаил Михайлович

доктор физико-математических наук, профессор, заведующий лабораторией радиационного и космического материаловедения, Томский государственный университет систем управления и радиоэлектроники

Винс Виктор Генрихович

доктор физико-математических наук, директор ООО «Велман» (г. Новосибирск)

Защита состоится 17 декабря 2025 г. в 17:00 часов на заседании диссертационного совета ДС.ТПУ.03 на базе ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет» по адресу: 634050, г. Томск, пр. Ленина, 2а, строение 4, аудитория 245.

Автореферат разослан «___» _____ 2025 г.



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

Ученый секретарь
диссертационного совета ДС.ТПУ.03
доктор технических наук

A handwritten signature in blue ink, consisting of stylized, flowing letters.

Гынгазов С.А.

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы исследования

Легированный кремний широко используется в производстве силовой электроники. Активное, повсеместное развитие альтернативной энергетики (солнечной, ветровой, etc), требует создание коммутирующих приборов, рассчитанных на большие напряжения и мощности. Тенденции в области транспортной инфраструктуры, в частности, переход на гибридные или электрические силовые установки, приводят к необходимости создания коммутирующего оборудования.

При этом в последние несколько десятков лет, осуществляется переход на цифровые системы управления. Намеченный курс на «цифровизацию» экономики заставляет все активнее переходить с устаревших механических систем переключения в силовых электрических цепях на электронные полупроводниковые устройства.

Электронные коммутирующие компоненты находят широкое применение и в бытовом секторе. Например, специалистами ОАО «Электровыпрямитель» разработаны тиристорные ключи для управления системами индукционного нагрева.

Основным сырьем для полупроводникового производства является монокристаллический кремний. При этом потребность и доля ядерно-легированного монокристаллического кремния неуклонно растет с самого начала разработки технологии легирования в ядерном реакторе.

Объем современного рынка легированного монокристаллического кремния оценивается порядка 150 млн. долларов в год. При этом наблюдается высочайшая конкуренция в области среднего (75–150 мм) диаметра. На сегодняшний день лишь две установки в мире (OPAL и FRM-II) обладают полной технологией нейтронно-трансмутационного легирования кремния диаметром до 204 мм.

Мировая практика создания комплексов ядерно-легированного кремния, предполагает глубокую модернизацию облучательных объемов существующих реакторных установок, например на реакторе FRM-II, либо создание облучательного объема во вновь сооружаемых исследовательских реакторных комплексах (OPAL).

В настоящий момент в России отсутствуют действующие установки, предназначенные для легирования кремния диаметром более 150 мм, что снижает глобальную конкурентоспособность страны в области радиоэлектроники и силовой электроники. В силу долгого цикла проектирования, разработки и сооружения специализированных установок, актуальным вопросом является модернизация существующих исследовательских реакторов для решения поставленной задачи.

Степень разработанности темы. Исследования в области нейтронно-трансмутационного легирования (НТЛ) кремния преимущественно проводились на зарубежных исследовательских реакторах (FRM-II, BR-2, HANARO и др.), где применялись подвижные облучательные устройства и специализированная инфраструктура. В отечественной практике разработка установок НТЛ на базе бассейновых реакторов типа ИРТ-Т практически не велась. Комплексных инженерных решений, обеспечивающих равномерное легирование кремниевых слитков большого диаметра при статическом облучении без модернизации конструкции реактора, ранее не предлагалось, что обуславливает актуальность проведенного исследования.

Объект исследования: процесс нейтронно-трансмутационного легирования кремния в условиях бассейнового исследовательского реактора типа ИРТ-Т.

Предмет исследования: параметры и характеристики нейтронного поля, конструктивные и теплотехнические особенности установки, обеспечивающей равномерное легирование кремния большого диаметра, а также методы формирования, контроля и оптимизации аксиального распределения нейтронного потока в экспериментальном канале без изменения конструкции активной зоны реактора.

Цель настоящей работы состоит в разработке и практической апробации научно обоснованных технических решений для расширения функциональных возможностей бассейновых исследовательских ядерных реакторов (ИЯР) типа ИРТ в области радиационных технологий. Ключевым аспектом работы является создание на базе реактора специализированной установки для ядерного легирования монокристаллических кремниевых слитков диаметром до 204 мм.

Для достижения поставленной цели, в рамках настоящей работы, необходимо решить следующие теоретические и практические задачи:

- разработать численную модель и провести экспериментальное исследование пространственно-временного распределения нейтронных потоков в стационарных и переходных режимах работы реактора;
- определить условия равномерного протекания целевой реакции в слитках кремния больших размеров, соизмеримых с габаритными размерами активной зоны, в нестационарных и анизотропных нейтронных полях;
- на основе проведенных исследований разработать конструкцию вертикального экспериментального канала для легирования слитков кремния диаметром до 204 мм;
- разработать и создать систему мониторинга нейтронного поля в зоне облучения слитков кремния;
- провести исследования ядерно-физических характеристик нового вертикального канала и обосновать возможность проведения ядерного легирования слитков кремния диаметром более 204 мм;
- разработать и создать установку, позволяющую облучать слитки кремния диаметром до 204 мм с объёмной равномерности распределения легирующих примесей более 95 %;

Объектом исследования является установка для легирования кремния большого диаметра на исследовательском ядерном реакторе ИРТ-Т.

Научная новизна

Получены новые экспериментальные данные о пространственно-энергетическом распределении нейтронного потока в бассейновом реакторе ИРТ-Т при размещении крупногабаритных облучаемых объектов, что позволило уточнить влияние нейтронного излучения на физико-технические характеристики монокристаллического кремния в процессе его трансмутационного легирования.

Разработан и экспериментально реализован метод формирования заданного аксиального распределения плотности нейтронного потока, обеспечивающий высокую равномерность трансмутационного легирования кремниевых слитков диаметром до 204 мм при статических условиях облучения.

Впервые экспериментально подтверждена возможность создания облучательного объема для легирования кремния диаметром до 204 мм на базе действующей реакторной установки без модификации её конструкции.

Впервые реализована в опытной эксплуатации исследовательского реактора ИРТ-Т установка, обеспечивающая управляемый процесс трансмутационного легирования слитков полупроводникового кремния (диаметром до 204 мм, объёмная равномерность

легирования 90%)., позволяющая удовлетворить потребности современной электротехнической промышленности.

Впервые на реакторе ИРТ-Т разработана система контроля процесса нейтронного облучения, включающая средства автоматизированного управления параметрами НТЛ.

Практическая значимость

Результаты работы легли в основу разработки и совершенствования технологического процесса нейтронно-трансмутационного легирования кремния большого диаметра (до 204 мм). Разработаны методика облучения и принципиальная конструкция установки, в состав которой входят: блок замедлителя нейтронов, выравнивающий фильтр тепловых нейтронов, облучательное устройство, внутрибаковое хранилище облученных слитков.

Результаты исследований внедрены в практику при создании установки легирования кремния на реакторе ИРТ-Т, а также использованы при проектировании технологических линий для реакторов TRR-1 (Иран) и вновь создаваемых исследовательских реакторах в Руанде и Вьетнаме.

Методология и методы исследования

При планировании и проведении экспериментальных работ использовались широко известные методы проведения физических экспериментов и статистической обработки полученных результатов. Решение теоретических задач исследования осуществлялось с применением современных вычислительных инструментов, включая специализированные программные комплексы для моделирования процессов переноса ионизирующего излучения (MCU-PTR).

Положения, выносимые на защиту:

- расчетная модель нейтронных полей во внутрибаковом пространстве реактора ИРТ-Т, включая активную зону, экспериментальные каналы, бериллиевый замедлитель и биологическую защиту, позволяющая с заданной точностью прогнозировать пространственно-энергетическое распределение потока нейтронов, для любых прикладных применений реактора ИРТ-Т;

- физико-технологические основы технологии нейтронно-трансмутационного легирования кремния диаметром до 204 мм фосфором в бассейновом реакторе, обеспечивающая равномерное распределение примеси по объёму облучаемого образца;

- конструкция облучательной установки, включая материальный состав и геометрические особенности блока замедлителя, фильтра тепловых нейтронов, конструктивных элементов.

- комплексная расчетная модель нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик установки легирования кремния, позволяющая прогнозировать параметры процесса НТЛ с учетом влияния радиационного нагрева и теплоотвода;

- методики и регламенты управления реакторной установкой для формирования распределения плотности потока нейтронов и поддержания стационарного нейтронного поля в зоне ядерного легирования слитков кремния.

Достоверность полученных результатов подтверждается использованием современных программных средств, аттестованных для расчета нейтронно-физических характеристик реактора ИРТ-Т, верификацией полученных расчетных данных путем сравнения с эталонными результатами проведения экспериментальных работ, проведенными Всероссийским научно-исследовательский институт физико-технических и радиотехнических измерений при аттестации опорных полей реактора ИРТ-Т, а также согласованностью полученных результатов с данными из литературных источников.

Апробация работы. Основные результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались на следующих международных и всероссийских конференциях, семинарах и совещаниях: Modern Technique and Technologies (г. Томск, 2015); VIII International Scientific Conference on Issues of Physics and Technology in Science, Industry and Medicine (г. Томск, 2016); научный семинар в АО «Институт реакторных материалов» по обсуждению материалов диссертации (г. Заречный, 2016); выставка «Вузпромэкспо-2016» (г. Москва, 2016); научно-практический семинар «Расчетно-экспериментальное обоснование новых технических решений в атомной отрасли» (г. Нижний Новгород, 2017); конференция «Актуальные проблемы инновационного развития ядерных технологий. Научная сессия НИЯУ МИФИ» (г. Северск, 2018); XV международная конференция студентов, аспирантов и молодых ученых (г. Томск, 2018); 14th International Scientific-Technical Conference APEIE (г. Новосибирск, 2018); международная научно-практическая конференция студентов и молодых учёных (г. Томск, 2018); конференция «Информационные технологии в науке, управлении, социальной сфере и медицине» (г. Томск, 2018); XII международная конференция «Инновации в технологиях и образовании» (г. Белово, 2019); VIII международная молодежная школа-конференция «Современные проблемы физики и технологий» (г. Москва, 2019); конференция «Взаимодействие излучений с твёрдым телом» (г. Минск, Республика Беларусь, 2019); II международный научный форум «Ядерная физика и технологии» (г. Алматы, Республика Казахстан, 2019); техническое совещание в АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала о возможности размещения автоматизированного облучательного блока в баке реактора ИРТ-Т (г. Москва, 2019). Работа обсуждена на ежегодной Сессии Научного совета РАН по проблеме «Радиационная физика твёрдого тела» (г. Москва, 2023) и признана важнейшим результатом в данной области за 2023 год. Результаты исследования включены в отчёты по проектам: «Поддержка и развитие крупной уникальной научной установки Исследовательский реактор типовой Томский (ИРТ-Т, рег. №06-13)» и «Модернизация экспериментальных установок научно-образовательного комплекса ядерного реактора ИРТ-Т».

Личный вклад автора

Автор настоящего исследования непосредственно осуществил следующие ключевые этапы работы:

- разработка расчётных моделей пространственного распределения нейтронных потоков и теплофизических параметров в активной зоне реактора ИРТ-Т с использованием специализированных программных комплексов;
- составление программ проведения экспериментальных работ на реакторе ИРТ-Т;
- проведение натурных экспериментов в рабочих режимах реактора с регистрацией параметров нейтронных полей;
- создание математической модели энерговыделения в облучательных каналах и тепловыделяющих сборках с учётом нестационарности процессов в ядерном реакторе;
- подготовка монокристаллических кремниевых образцов;
- анализ и обобщение экспериментальных данных;
- разработка технических и технологических приемов облучения экспериментальных образцов, снижающие неравномерность легирования.

В работах по конструированию и изготовлению оборудования проведенных АО «НИКИЭТ» им. Доллежала, автор участвовал на этапах составления технического задания и анализа полученных результатов.

Публикации по работе: По результатам исследований, изложенных в диссертационной работе, при непосредственном участии автора в научных изданиях опубликованы 19 работ, из них 3 – в ведущих рецензируемых научных журналах, рекомендованных ВАК, 13 – в журналах, входящих в базы данных SCOPUS и Web of Science.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения и списка цитируемой литературы из 133 наименований. Работа изложена на 140 листах, включая 47 рисунков и 6 таблиц.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснованы актуальность выбранной темы исследования, сформулированы цель и задачи, решаемые в научном исследовании, представлена научная новизна полученных результатов и их практическая значимость.

В первой главе проведен анализ литературы, посвящённой тематике работы. Показана значимость существующей проблемы, представлены основные технические решения, по реализации подобных проектов на зарубежных установках (FRM-II, HANARO, OPAL, BR-2).

Показано, что существующие технические решения невозможно или экономически нецелесообразно реализовывать на базе существующей установки, поскольку требует глубокой модернизации.

Кроме того, в главе приведены основные способы облучения кремния: стационарный (фильтрации нейтронного потока) и динамический («сканирования» в протяженном канале).

Суть динамического режима заключается в том, что слиток облучаемого кремния участвует в сложном движении, например, вращается вокруг своей оси и, одновременно с этим, возвратно-поступательно перемещается в продольном направлении. В случае, статического облучения, слиток находится неподвижно, и равномерность его легирования зависит от градиента нейтронного поля в облучательном объеме. Частным случаем статического метода можно считать двухфазное облучение, при котором слиток переворачивают в середине облучательного цикла.

Активные зоны исследовательских реакторов, в целях повышения плотностей потоков нейтронного и сопутствующего гамма-излучения, проектируются, как правило довольно компактными (40–100 см). Это диктует необходимость либо создания большого массива замедлителя (графита, бериллия, тяжелой воды), либо создания фильтров из поглощающих элементов (бор, железо, никель, титан, кадмий). Однако такой способ ведет к существенному снижению абсолютного интегрального значения плотности потока нейтронов в экспериментальном канале и, следовательно, снижает производительность и экономическую эффективность установки. Поэтому, в основном, использует метод «сканирования», однако из-за ограниченных размеров реактора ИРТ-Т, этот метод невозможно использовать в новом канале.

Во второй главе представлена информация о реакторе ИРТ-Т, его общая характеристика, нейтронно-физических свойствах реактора, описания экспериментальных устройств и установки для легирования кремния на экспериментальном канале ГЭК-4.

Нейтронно-физические характеристики реактора определяются его физической схемой, основанной на использовании ТВС типа ИРТ-3М с малой длиной миграции нейтронов и бериллиевого отражателя.

В активной зоне, в отражателе, в рабочих органах СУЗ, а также в других узлах реактора использованы материалы, достаточно апробированные в исследовательском

реакторостроении с хорошо изученными свойствами, в том числе при работе в условиях излучения: металлокерамика, металлический бериллий, нержавеющая сталь, сплавы алюминия.

Объем реактора составляет 59,3 дм³, площадь теплоотдачи при номинальной загрузке 29,6 м².

Реактор ИРТ-Т эксплуатируется на уровнях мощности до 6 МВт, обеспечивая плотности потоков нейтронного излучения до $2,1 \cdot 10^{13}$ н/см²с. Максимальная невозмущенная плотность потока тепловых нейтронов в отражателе $1,95 \cdot 10^{13}$ н/см²с (центральная область), в активной зоне $1,5 \cdot 10^{12}$ н/см²с. Коэффициенты неравномерности по высоте активной зоны – 1,26, по сечению – 1,78. Максимальная плотность энерговыделения 427 кВт/дм³, максимальная плотность теплового потока – 427 кВт/м². Активная зона обладает высокими размножающими свойствами ($k_{\infty} \approx 1,75$). Критическая загрузка состоит из 11 ТВС с критической массой 3,01 кг.

Наиболее важными из всех каналов являются ГЭК-4, ЦЭК-1 и ЦЭК-2. Максимальные значения плотности потока тепловых и быстрых нейтронов по оси канала ГЭК-4 составляют соответственно:

$$\Phi_{\text{тепл.}}(E_n \leq 0,625 \text{ эВ}) = 1,2 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1},$$

$$\Phi_{\text{быстр.}}(E_n \geq 0,5 \text{ МэВ}) = 7,2 \cdot 10^{10} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}.$$

Схема комплекса устройств для легирования кремния представлена на рисунке 1.

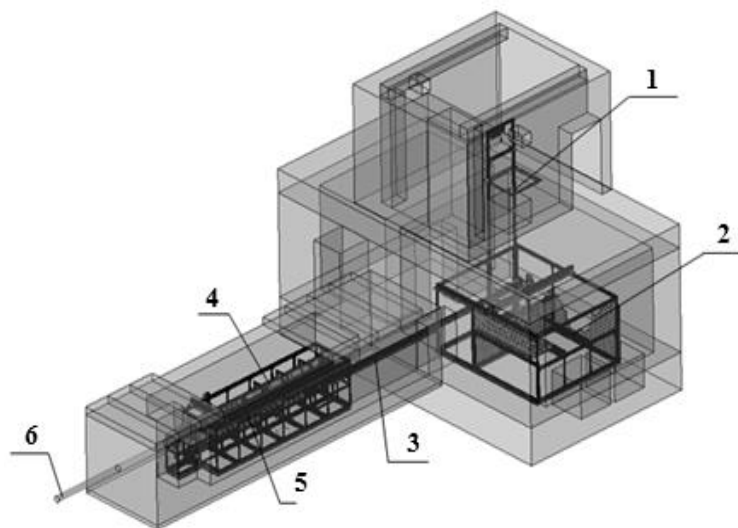


Рисунок 1 – Блок-схема комплекса установок и устройств НТЛ-кремния:

1 – лифт; 2 – хранилище; 3 – транспортное устройство; 4 – облучательное устройство; 5 – перегрузочное устройство; 6 – горизонтальный канал.

Разработанные алгоритмы облучения позволили добиться однородности распределения электрических характеристик по объему слитка более 93 %. Производительность текущей установки более 4000 килограмм в год, при достижении номинала удельного электрического сопротивления 60 Ом·см.

Комплект легирования кремния, эксплуатирующийся в настоящий момент в ТПУ, оснащен участком химической подготовки для подготовки и дезактивации слитков кремния, установок для измерения времени жизни неосновных носителей заряда, удельного электрического сопротивления (у.э.с.), типа проводимости и печи отжига. Существует возможность установить автоматический струнный станок для резки кремния на пластины.

В третьей главе приведено описание программного и методического обеспечения расчетов, описание программного обеспечения и особенности расчета взаимодействия

нейтронного излучения с материалами экспериментального канала и облучаемого образца.

Расчетная модель реактора ИРТ-Т реализована в виде кода к программному средству MCU-PTR с библиотекой констант MDBPT50, ориентированного на расчеты исследовательских реакторов бассейнового и бакового типа.

Одновременно с моделью реактора ИРТ-Т, совместным коллективом авторов Томского политехнического университета и Московского инженерно-технического института подготовлена модель исследовательского ядерного реактора ИРТ МИФИ.

Программа MCU-PTR с библиотекой констант MDBPT50 предназначена для:

- проведения прецизионных расчетов нейтронно-физических характеристик исследовательских реакторов типа ИРТ или их фрагментов на основе метода Монте-Карло с учетом с учетом выгорания топлива, выгорания поглотителя в рабочих органах (РО) СУЗ, отравления бериллиевого отражателя и перемещений РО СУЗ;
- верификации инженерных программ физических расчетов исследовательских реакторов.

Расчёты по программе MCU-PTR с библиотекой констант MDBPT50 обеспечивают выбор и обоснование безопасности загрузок активной зоны реакторов ИРТ-Т и ИРТ МИФИ. Рассчитываются следующие параметры:

- эффективный коэффициент размножения нейтронов;
- запас реактивности;
- интегральная эффективность поглощающих стержней РО СУЗ;
- положение поглощающих стержней РО СУЗ, обеспечивающих критическое состояние;
- подкритичность при взведённых РО аварийной защиты
- скорости реакций;
- распределение энерговыделения по активной зоне;
- выгорание топлива в ТВС.

При проведении расчетных исследований учитывалось влияние отравления бериллиевого отражателя ядрами Н-3, Не-3, Li-6, на момент начала кампании, с учетом новых установленных блоков в 2014 году, существенно улучшивших нейтронно-физические характеристики активной зоны.

В нижней части рисунка 2 показана призма, имеющая геометрические размеры 40х40х80 сантиметров из реакторного графита. До 2010 года в этом месте располагался генератор активности, который в настоящий момент удален, что и позволило установить новую экспериментальную установку. Внутри графитовой призмы расположен экспериментальный канал из алюминиевого сплава САВ-1 толщиной 1,5 мм. Внутренний диаметр канала равен 215 мм. Внутри канала на всю высоту призмы установлен слиток кремния диаметром 203 мм, окруженный водой. Слиток кремния разбит на диски толщиной 1 см, для определения распределения плотности потока нейтронов по высоте канала.

В работе использовались две регистрационные зоны, для измерения потока нейтронов: сам слиток кремния и граница между бериллиевым отражателем и графитовой призмой.

Природные изотопы кремния во взаимодействии с нейтронным излучением весьма схожи, и имеют незначительное сечение реакций взаимодействия. Графики зависимости микроскопического сечения реакции радиационного захвата природных изотопов кремния приведены на рисунке 3.

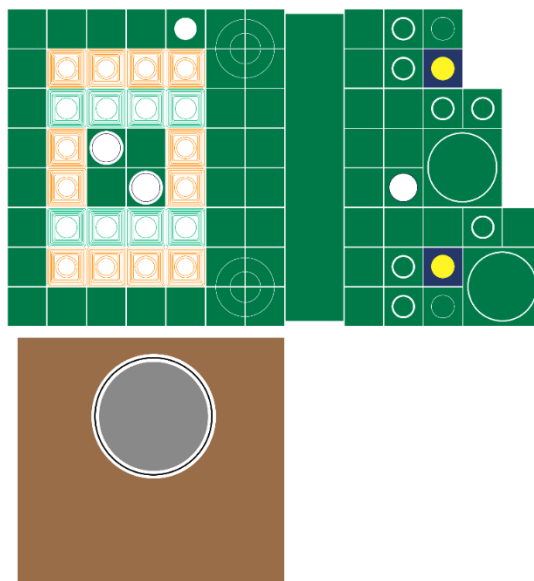


Рисунок 2 – Модель активной зоны реактора ИРТ-Т с дополнительным вертикальным каналом

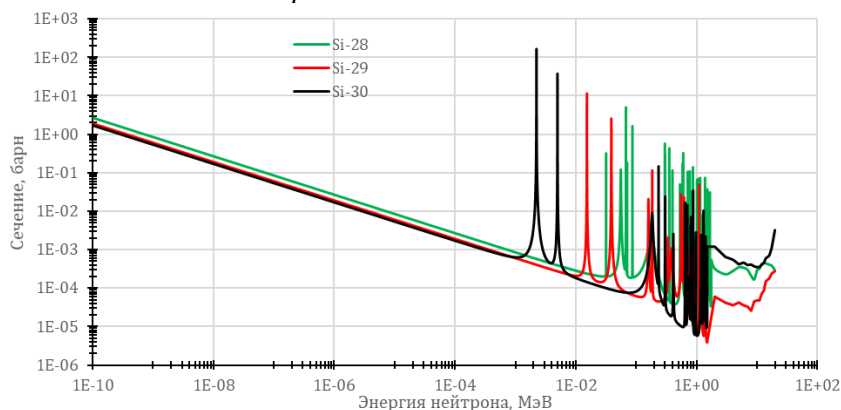
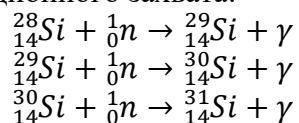


Рисунок 3 – Зависимость микроскопического сечения радиационного захвата кремния от энергии нейтрона (ENDF-VII.b)

Из рисунка видно, что сечение радиационного захвата относительно невелико для всех изотопов кремния.

В случае исходного сырья, при облучении монокристаллов кремния реализуются три реакции радиационного захвата:



Первые две реакции не приводят к образованию легирующей примеси, а ведут лишь к незначительному перераспределению содержания изотопов кремния.

Интересующей для целей ядерного легирования кремния является реакция радиационного захвата изотопа Si-30, поскольку в ее результате образуется бета-активный изотоп Si-31 с периодом полураспада 157,3 минуты с дочерним изотопом Р-31, являющийся легирующей примесью, позволяющей получить проводимость n-типа.

При протекании этой реакции в ядерном реакторе в массиве слитка образуется порядка 3,355 миллиардных долей на каждые 10^{18} нейтрон/см² флюенса тепловых нейтронов.

Монокристаллический кремний имеет кристаллическую алмазоподобную решетку. На рисунке 4 приведена зависимость для полного микроскопического сечения взаимодействия нейтронов с ядрами кремния природного изотопного состава.

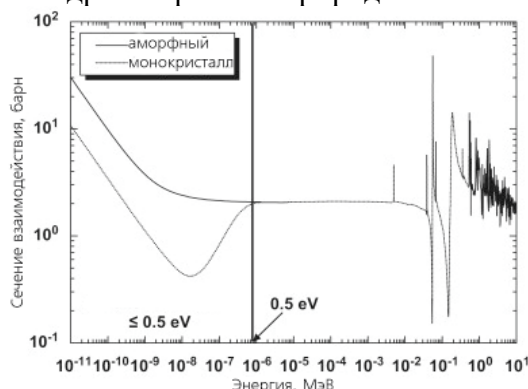


Рисунок 4 – Зависимость микроскопического сечения полного взаимодействия нейтронов с ядрами кремния

Из рисунка видно, что в области низких энергий (ниже энергии брэгговского порога $\sim 0,5$ эВ), полное сечение взаимодействия монокристаллического кремния в несколько раз меньше, чем в случае с аморфной структурой вещества.

На рисунке 5 показаны зависимости радиальной неравномерности скорости реакций поглощения в зависимости от энергии нейтрона, рассчитанные для модели аморфной структуры кремниевого слитка.

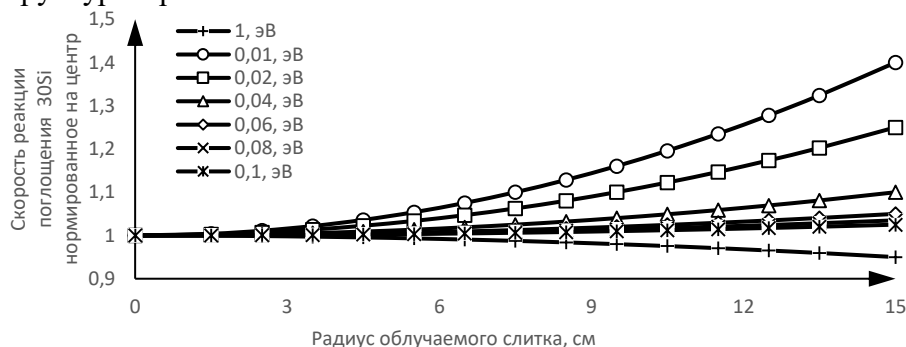


Рисунок 5 – Результаты расчёта скорости реакции поглощения слитка кремния при облучении моноэнергетическими нейтронами

Из рисунка видно, что наиболее приемлемой энергией для облучения слитков кремния с целью равномерного легирования является энергия 0,06 – 0,1 эВ.

В четвертой главе описаны конструкция экспериментального канала и оптимизации активной зоны, включая регламент извлечения стержней регулирования, оптимизацию размещения тепловыделяющих сборок, расположение стержня аварийного регулирования и аспекты увеличения мощности установки.

Представлены рекомендации по оптимизации компоновки и регламента перегрузок тепловыделяющих сборок в реакторе ИРТ-Т для повышения плотности потоков нейтронов в новом экспериментальном объеме на ~ 15 %. Показано, что модернизация бериллиевого отражателя в зоне установки нового экспериментального канала, позволит повысить его производительность на 13,7 %.

Результаты расчёта скомпенсированного движения органов регулирования, при котором происходит погружение ближних к каналу стержней и извлечение дальних приведены в таблице 1

Таблица 1 – Плотность потока тепловых нейтронов на поверхности призмы при движении органов регулирования

Н КС-1-2; КС-2-2, см	Н КС-1-1; КС-2-1, см	$\Phi_{\text{макс}}, \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	$\Phi_{\text{ср}}, \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$
0	58	$3,44 \cdot 10^{13}$	$2,03 \cdot 10^{13}$
5	55	$3,44 \cdot 10^{13}$	$2,05 \cdot 10^{13}$
10	50	$3,49 \cdot 10^{13}$	$2,09 \cdot 10^{13}$
15	45	$3,66 \cdot 10^{13}$	$2,14 \cdot 10^{13}$
20	40	$3,83 \cdot 10^{13}$	$2,22 \cdot 10^{13}$
25	35	$3,98 \cdot 10^{13}$	$2,30 \cdot 10^{13}$
30	30	$4,27 \cdot 10^{13}$	$2,42 \cdot 10^{13}$
35	25	$4,29 \cdot 10^{13}$	$2,49 \cdot 10^{13}$
40	20	$4,46 \cdot 10^{13}$	$2,58 \cdot 10^{13}$
45	15	$4,53 \cdot 10^{13}$	$2,65 \cdot 10^{13}$
50	10	$4,65 \cdot 10^{13}$	$2,71 \cdot 10^{13}$
55	5	$4,63 \cdot 10^{13}$	$2,74 \cdot 10^{13}$
58	0	$4,67 \cdot 10^{13}$	$2,75 \cdot 10^{13}$

Из полученных результатов видно, что движение ОР КС-1-*j*, КС-2-*j* слабо влияет на форму нейтронного поля, тем не менее, оказывая воздействие на величину плотности потока нейтронов через грань облучательного объёма при этом в крайних положениях величина средней плотности потока нейтронов отличается на величину $\sim 30\%$.

Представлены рекомендации по изменению регламента извлечения стержней регулирования, позволяющие повысить плотность потока нейтронов в экспериментальном канале в диапазоне от 0 до 30%, в различные моменты кампании реактора. Кроме того, можно отметить, что предлагаемый способ перекомпенсации стержней управления позволяет в случае необходимости повысить плотность потока тепловых нейтронов и в канале ГЭК-4 примерно на 20%. Проведено обоснование, целесообразности переноса стержня автоматического регулирования на противоположную грань активной зоны. Результаты показывают, что при новом положении стержня, плотность потока тепловых нейтронов повысится, в среднем на 15 %, а аксиальный коэффициент неравномерности, падающий на блок отражателя, снизится с 1,36 до 1,30.

Для определения влияния стержня АР на профиль потока нейтронов на ближайшей к активной зоне грани призмы были произведены расчёты отдельных состояний ядерного реактора при движении АР с интервалом 5 см и свежей загрузкой активной зоны, при этом органы регулирования АЗ и КС-3-*j* были на ВКВ, а органы регулирования КС-1-*j*, КС-2-*j* на высоте 30 см. Результаты расчёта представлены на рисунках 6 – 7.

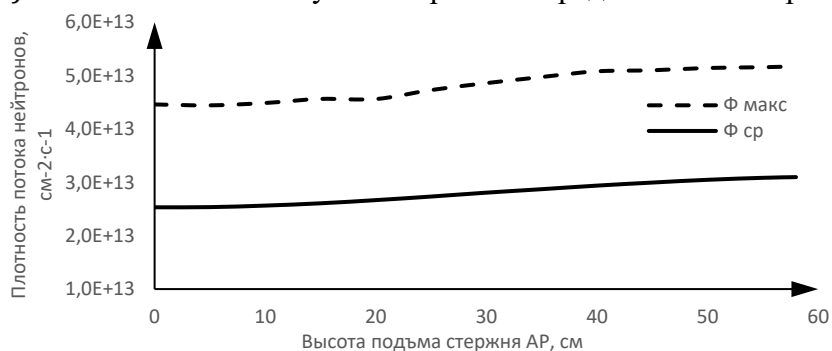


Рисунок 6 – Зависимость плотности потока тепловых нейтронов на поверхности призмы от глубины погружения АР

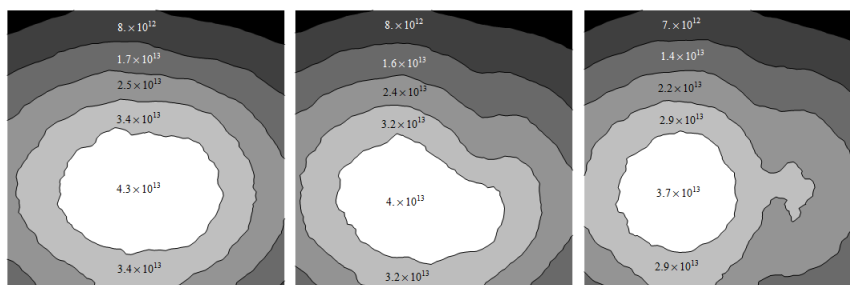


Рисунок 7 – Зависимость формы нейтронного поля на поверхности призмы от глубины погружения АР, слева-направо: 60 см, 30 см, 0 см

Из рисунка 7 видно, что АР оказывает существенное влияние на форму нейтронного поля на поверхности призмы. Именно поэтому, для дальнейшего расчета было принято решение переместить АР симметрично относительно линии, проходящей через центр, параллельной графитовой призме. Результаты расчёта модели, схематично изображенной на рисунке 8.

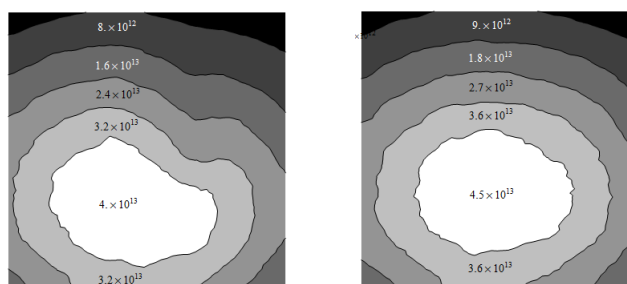


Рисунок 8 – Форма нейтронного поля при различных конфигурациях, слева – старое положение АР, справа – новое положение АР

Увеличение плотности потока составит около 13 %.

На рис. 9 для наружного твэла самой нагруженной восьмитрубной ТВС в ячейке №4 показано изменение коэффициента запаса до начала кипения при температуре воды на входе 45 °С.

Минимальный коэффициент запаса для этой ТВС – 1,91, наблюдается на нижнем торце активной зоны. Этот параметр показывает, что существует возможность увеличить мощность до 9 МВт.

сбоку от активной зоны, на месте демонтированного «генератора активности». Предполагается монтаж на существующие монтажные рельсы, предназначавшиеся для установки генератора активности. Блок замедлителя установлен вплотную к корпусу активной зоны между верхним и нижним фланцем корпуса. Общий вид установки представлен на рисунке 10.

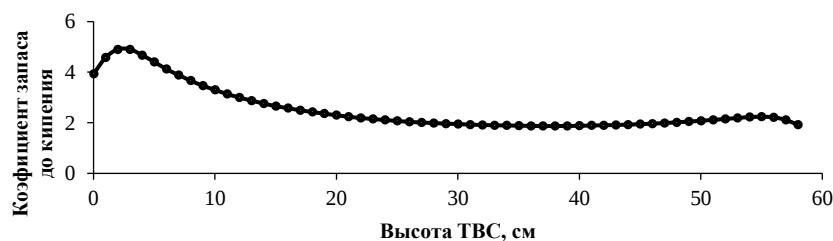
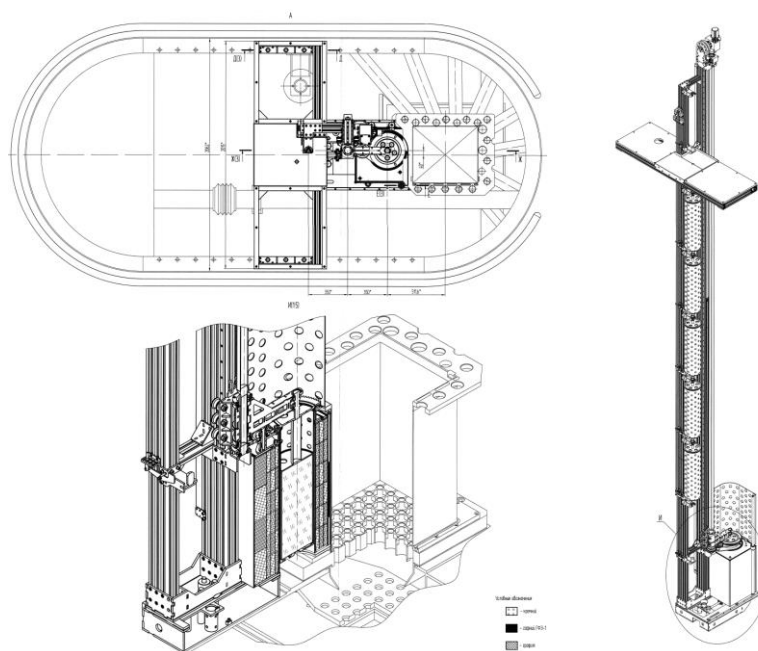


Рисунок 9 – Коэффициент запаса до начала кипения при температуре воды на входе 45 °С для наружного твэла максимально нагруженной восьмитрубной ТВС в активной зоне в режиме частичных перегрузок

Установка для легирования размещается внутри бака реактора ИРТ-Т, сбоку от активной зоны, на месте демонтированного «генератора активности». Предполагается монтаж на существующие монтажные рельсы, предназначавшиеся для установки генератора активности. Блок замедлителя установлен вплотную к корпусу активной зоны между верхним и нижним фланцем корпуса. Общий вид установки представлен на рисунке 10.

В отличие от существующей установки, функционирующей на канале ГЭК-4, продольное движение в вертикальном канале организовать невозможно, поэтому необходимо разработать фильтр для выравнивания нейтронного поля в аксиальном направлении.



*Рисунок 10 – Общий вид новой установки для легирования кремния:
а – вид сверху, б – размещение графитовой призмы замедлителя относительно активной зоны, в – общий вид установки с размещенными на ней контейнерами*

В расчетах была принята конструкция фильтра, созданная напылением соединений бора на трубу алюминиевого канала внутри графитовой призмы. Форма поглощающего фильтра была выбрана в виде коаксиального полуцилиндра, разбитого на шесть отрезков по высоте, расположенного на месте алюминиевой трубы экспериментального канала. Профилирование концентрации поглотителя в фильтре производилось с учетом формы и абсолютного значения текущей плотности потока тепловых нейтронов, что позволило обеспечить максимальное выравнивание плотности потока нейтронов в рассматриваемом интервале высот (рисунок 11).

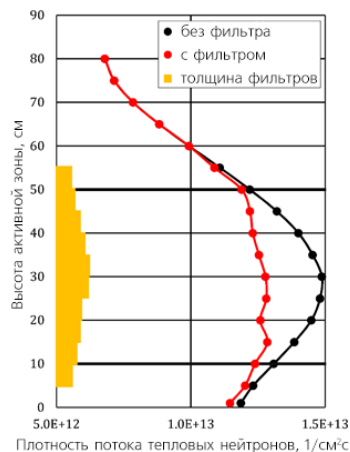


Рисунок 11 – Конструкция фильтра и плотности потока до и после установки фильтров

Применение фильтра позволило довести коэффициент неравномерности по высоте слитка до 1,04, рассчитываемого по формуле:

$$ARV = 100 \frac{\rho_{max}^{plane} - \rho_{min}^{plane}}{\rho_{min}^{plane}} \text{ (в \%)} \quad (1)$$

где ρ – удельное электрическое сопротивление.

В ходе проектирования установки, главным конструктором реактора ИРТ-Т АО «НИКИЭТ» была предложена альтернативная конструкция фильтра (рисунок 12).

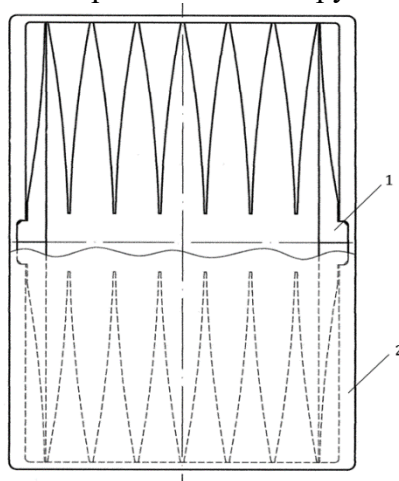


Рисунок 12 – Конструкция фильтра, предложенная главным конструктором: 1 – полоски из металлического гафния, 2 – алюминиевая оболочка кассеты фильтра

При этом коэффициент неравномерности, рассчитанный по формуле 1, равен 1,07, что в целом, соответствует современным требованиям по легированию слитков кремния

Для контроля нейтронного потока в зоне облучения предусмотрены две ионизационные камеры типа КТВ-4, размещенные максимально близко к облучательному устройству – на боковой грани графитовой призмы. Для контроля распределения нейтронного поля в околореакторном пространстве дополнительно используются две аналогичные камеры КТВ-4, входящие в состав комплекса легирования кремния на канале ГЭК-4.

Трехмерная модель реактора для программы MCU-PTR была модифицирована для расчета плотности потока гамма-квантов в материалах установки. На номинальном уровне мощности 6 МВт средняя плотность потока гамма-квантов на центральной оси канала составляет $8 \cdot 10^{13}$ ч/см²с.

Расчеты, проведенные в программе SolidWorks Simulation, показывают, что при таком энерговыделении и зазоре для прохождения теплоносителя, достаточно естественной циркуляции воды. Скорость движения воды за счет конвекции составила примерно 1,7 сантиметра в секунду. Это позволило, с одной стороны отказаться от дополнительных насосных агрегатов, обеспечивающих подачу воды, с другой стороны стало одним из факторов, приведший к отказу от гидродинамической системы вращения контейнера со слитком.

В пятой главе, обоснована ядерная и радиационная безопасность установки. Модель, созданная в программном средстве MCU-PRT, позволяет рассчитывать реактивностные параметры активных зон ядерных реакторов при различных компоновках и модификациях. Для решения подобной задачи для реактора ИРТ-Т, была выбрана кампания с наибольшим запасом реактивности на начало цикла.

При расчётах использовалось значение эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{eff} = 0,00715$, полученное в ходе верификации модели реактора ИРТ-Т.

Таблица 2 – Зависимость размножающих свойств при различных конфигурациях облучательного объема

	Без призмы	В канале воздух	В канале кремний	В канале вода	Призма без канала
$\Delta\rho$, а.е.р	–0,0046	–0,0013	0,0000	0,0005	0,0021
$\Delta\rho$, β_{eff}	–0,6398	–0,1797	0,0000	0,0756	0,2982
$\Delta\rho = \rho_i - \rho_{Si}$					

Из таблицы 2 видно, что при построении нового экспериментального канала и стационарной работе, его наличие в активной зоне реактора вносит реактивность 0,6398 β_{eff} , что положительно сказывается на продолжительности длины кампании топлива. При этом, во время аварийной ситуации, когда канал заполняется воздухом вводится отрицательная реактивность 0,1797 β_{eff} , что является положительным фактором при эксплуатации установки. При заполнении канала водой или графитом происходит ввод положительной реактивности, которую можно легко компенсировать органами регулирования ядерного реактора.

В процессе облучения материалы экспериментального образца и облучательной установки накапливают так называемую наведенную активность – образование радиоактивных веществ, обусловленное взаимодействием ядер вещества с нейтронами. Наибольший вклад в величину радиоактивности вносят примеси, входящие в состав алюминиевого сплава: кремний 0,3 %, железо 0,3 %, медь 0,05 %, марганец 0,025 %, магний 0,05 %, цинк 0,1 %, титан 0,15 %.

Сечения (n,γ)-реакции на тепловых нейтронах, периоды полураспада наиболее активных примесей титана, марганца и меди, а также энергия испускаемых ими бета-частиц представлены в таблице 3

То есть, обладая высокой радиационной стойкостью титан имеет небольшое сечения захвата тепловых нейтронов и малый период полураспада радиоактивного изотопа и способен обеспечить безопасные условия труда при проведении работ с кремнием после облучения. Не смотря на относительно большое время полураспада возбуждённого ядра марганца, в сплаве его содержание не превышает десятой доли процента, поэтому количество он не оказывает существенного влияния на величину наведенной активности.

Таблица 3. Информация об основных примесях САВ-1

Изотоп	Сечение (n, γ)-реакции	Период полураспада	Энергия β -частица
^{50}Ti	$\sigma_{т.н} = 0,179 \text{ б}$	$T_{1/2} = 5,76 \text{ мин}$	2,47 МэВ
^{55}Mn	$\sigma_{т.н} = 13,3 \text{ б}$	$T_{1/2} = 2,58 \text{ ч}$	3,69 МэВ
^{65}Cu	$\sigma_{т.н} = 3,85$	$T_{1/2} = 5,1 \text{ мин}$	2,64 МэВ

Радиоактивность, вызванная облучением самого слитка кремния, складывается из образования радиоактивных изотопов кремния-31, и радиоактивного изотопа фосфора-32.

От поверхностных радиоактивных загрязнений можно избавиться, применив метод химического травления, который обычно используется для удаления небольших количеств материала.

ВЫВОДЫ

Основные результаты и выводы, полученные в ходе выполнения работы:

1. Разработана и верифицирована полномасштабная нейтронно-физическая и тепло гидравлическая модель активной зоны ядерного реактора ИРТ-Т с подробной детализацией внутрибаковых устройств, позволяющая определять нейтронно- и теплофизические параметры активной зоны, экспериментальных каналов, конструктивных элементов бака реактора.
2. Проведено полное исследование ядерно-физических характеристик нейтронных полей во внутрибаковом пространстве реактора ИРТ-Т в стационарных и нестационарных режимах работы. Это позволило сформировать зону облучения для создания нового экспериментального канала на грани активной зоны реактора ИРТ-Т, диаметром около 230 мм.
3. В баке реактора ИРТ-Т установлен новый экспериментальный канал со встроенным фильтром тепловых нейтронов, обеспечивающим равномерное облучения экспериментального образца длиной до 500 мм и диаметром до 205 мм, с максимальным расчетным значением аксиальной неравномерности менее 4 %.
4. Сконструирована и создана установка для ядерного легирования слитков кремния диаметром более 204 мм на базе бассейнового исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т.
5. Разработаны научно-технологические рекомендации по повышению качества легирования кремния и увеличению производительности установки путем оптимизации размещения элементов активной зоны реактора ИРТ-Т и повышению мощности реактора до 9 МВт без модернизации активной зоны и оборудования реактора.

СПИСОК РАБОТ, ОПУБЛИКОВАННЫХ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

1. Лебедев И.И. и др. Разработка детальной модели отравления бериллиевого отражателя реактора ИРТ-Т [Электронный ресурс] // VII Школа-конференция молодых атомщиков Сибири : сборник тезисов докладов, 19-21 октября 2016 г., г. Северск / Росатом [и др.]. — Северск: Изд-во СТИ НИЯУ МИФИ, 2016. — С. 129.
2. Лебедев И. И. Определение оптимальной компоновки активной зоны реактора ИРТ-Т для достижения эффективного облучения слитков кремния большого диаметра [Электронный ресурс] = Determination of the optimal configuration of the IRT-T core to achieve effective doping of large diameter silicon ingots / С. К. Дмитриев, И. И. Лебедев, М. Н. Аникин; науч. рук. А. Г. Наймушин // Перспективы развития фундаментальных наук : сборник научных трудов XIV Международной конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, г. Томск, 25-28 апреля 2017 г. в 7 т. / Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ) ; под ред. И. А. Курзиной, Г. А. Вороновой. — 2017. — Т. 1 : Физика. — [С. 102-104].
3. Лебедев И. И. Оптимизация компоновки активной зоны реактора ИРТ-Т для облучения слитков кремния большого диаметра [Электронный ресурс] / С. К. Дмитриев, И. И. Лебедев, Ю. Б. Чертков // VIII Школа-конференция молодых атомщиков Сибири : сборник тезисов докладов, 17-19 мая 2017 г., г. Томск / Росатом [и др.]. — Томск: Изд-во ТУСУР, 2017. — [1 с.].
4. Лебедев И.И. и др. Верификация программы MCU-PTR с библиотекой констант MDBPT50 для расчетов нейтронных характеристик исследовательских реакторов ИРТ-Т и ИРТ МИФИ. Отчет. // Томский политехнический университет. — Томск. — 2015 г. — 147 стр.
5. Лебедев И.И. и др. Моделирование режимов эксплуатации реактора ИРТ-Т // III Международная школа-конференция молодых атомщиков Сибири : сборник тезисов докладов, г. Томск, 28-30 ноября 2012 г. / Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ) ; Росатом. — Томск: Изд-во ТПУ, 2012. — [С. 21-22].
6. Лебедев И.И. и др. Влияние положения органов регулирования на параметры экспериментальных каналов реактора ИРТ-Т // III Международная школа-конференция молодых атомщиков Сибири : сборник тезисов докладов, г. Томск, 28-30 ноября 2012 г. / Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ) ; Росатом. — Томск: Изд-во ТПУ, 2012. — [С. 20-21].
7. Моделирование расположения нового облучательного объема для НТЛ кремния в реакторе ИРТ-Т [Электронный ресурс] / С. К. Дмитриев [и др.] // VII Школа-конференция молодых атомщиков Сибири : сборник тезисов докладов, 19-21 октября 2016 г., г. Северск / Росатом [и др.]. — Северск: Изд-во СТИ НИЯУ МИФИ, 2016. — [С. 113].
8. Лебедев И. И. Компьютерное моделирование процессов теплообмена в активной зоне реакторной установки [Электронный ресурс] = Computer simulation of heat transfer processes in the reactor core / Д. Е. Золотых, М. Н. Аникин, И. И. Лебедев; науч. рук. А. Г. Наймушин // Перспективы развития фундаментальных наук : сборник научных трудов XII Международной конференции студентов и молодых ученых, г. Томск, 21-24 апреля 2015 г. / Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ) ; Национальный исследовательский Томский государственный университет (ТГУ) ; Томский государственный архитектурно-строительный университет (ТГАСУ) ; Томский государственный университет систем управления и радиоэлектроники (ТУСУР) ; ред. кол. И. А. Курзина ; Г. А. Воронова ; С. А. Поробова. — Томск: Изд-во ТПУ, 2015. — [С. 604-607].

9. Лебедев И.И. и др. Исследование распределения поля энерговыделения в реакторе ИРТ-Т при различном положении стержней регулирования // Известия ВУЗов. Физика. — 2012. — Т. 55, № 11/2 . — С. 353–359.
10. Лебедев И.И. и др. Возможность использования низкообогащенного топлива в реакторе ИРТ-Т // Известия ВУЗов. Физика. — 2012. — Т. 55, № 11/2. — С. 360–366.
11. Лебедев И.И. и др. Методика и результаты теплового расчета твэлов реактора ИРТ-Т // Известия вузов. Физика : научный журнал. — 2013. — Т. 56, № 4-2. — [С. 329-337].
12. Лебедев И.И., Аникин М.Н., Нерода А.А. Использование альтернативных материалов отражателя для оптимизации использования экспериментальных объемов реактора ИРТ-Т [Электронный ресурс] // Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине : сборник тезисов докладов VIII Международной научно-практической конференции, г. Томск, 1-3 июня 2016 г. / Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ) ; под ред. О. Ю. Долматова [и др.]. — Томск: Изд-во ТПУ, 2016. — С. 48-49.
13. Лебедев И.И. Золотых Д.Е., Наймушин А.Г. Формирование экспериментального объема для облучения слитков кремния большого диаметра [Электронный ресурс] // VII Школа-конференция молодых атомщиков Сибири : сборник тезисов докладов, 19-21 октября 2016 г., г. Северск / Росатом [и др.]. — Северск: Изд-во СТИ НИЯУ МИФИ, 2016. — С. 116.
14. Lebedev I.I. et al. Control rod calibration simulation using Monte Carlo code for the IRT-type research reactor //Annals of Nuclear Energy. – 2016. – Т. 96. – С. 332-343.
15. Lebedev I. et al. Features of Fuel Burnup Calculations for IRT-T Reactor Using MCU-PTR Code //Journal of Industrial Pollution Control. – 2016. – Т. 32. – №. 2. – С. 449-452.
16. Lebedev I.I. et al. Validation of the MCU-PTR computational model of beryllium poisoning using selected experiments at the IRT-T research reactor //Annals of Nuclear Energy. – 2018. – Т. 113. – С. 436-445.
17. Lebedev I. et al. Modeling of operating history of the research nuclear reactor //IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. – IOP Publishing, 2016. – Т. 135. – №. 1. – С. 012032.
18. Lebedev I. et al. Feasibility Study of Creating Additional Experimental Channels for Silicon Doping in IRT-T Reactor //Journal of Industrial Pollution Control. – 2016. – Т. 32. – №. 2. – С. 424-427.
19. Lebedev I. et al. Thermal analysis of IRT-T reactor fuel elements // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering – IOP Publishing, 2015. – Т. 93. – №. 1. – С. 012002.