

Федеральное государственное автономное образовательное учреждение
высшего образования
«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
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

Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук

Научный руководитель
доктор технических наук,
Варлачев Валерий Александрович

Томск – 2025

СОДЕРЖАНИЕ

Введение.....	5
1. Использование ядерных установок для легирования кремния	15
1.1. Установка на реакторе FRM-II.....	16
1.2. Установки на реакторе OPAL.....	18
1.3. Установки на реакторе BR2.....	22
1.4. Установки на реакторе HANARO (Республика Корея).....	25
1.5. Способы облучения слитков в экспериментальных каналах.....	28
1.5.1. Метод «сканирования» в протяженном канале.....	28
1.5.2. Метод фильтрации нейтронного поля	30
2. Описание реактора ИРТ-Т и существующей установки легирования кремния.....	33
2.1. Общая характеристика реактора	33
2.2. Активная зона реактора.....	35
2.3. Нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора ИРТ-Т	41
2.4. Теплогидравлические характеристики активной зоны реактора ИРТ-Т.....	42
2.5. Описание экспериментальных каналов установки.....	43
2.6. Экспериментальная установка легирования кремния диаметром до 5 дюймов.	46
3. Разработка математической модели (цифрового двойника) облучательной установки	51
3.1. Математические основы метода Монте-Карло.....	52
3.2. Описание программного средства MCU-PTR и верифицированной физической модели.....	54
3.3. Концепция облучательной установки	57
3.4. Обоснование достоверности нейтронно-физических процессов в экспериментальных каналах.....	59

3.5. Методика проведения расчетных исследований нейтронного поля в новом экспериментальном канале.....	61
3.5.1. Особенности взаимодействия нейтронного излучения с ядрами монокристаллического кремния.....	62
3.5.2. Влияние микроскопического сечения и спектра нейтронов на радиальную неравномерность	65
3.6. Образование радиационных дефектов при взаимодействии кремния с ионизирующим излучением	68
4. Оптимизация нейтронного поля в зоне облучения слитка кремния	72
4.1. Конструктивные особенности канала	72
4.1.1. Геометрическое расположение установки во внутрибаковом пространстве реактора	72
4.1.2. Материальный состав замедлителя и конструкционных элементов канала.....	75
4.1.3. Конструкция фильтра нейтронов для выравнивания поля нейтронного излучения	77
4.1.4. Критерии формирования нейтронного поля при условии вращения контейнера.....	79
4.1.5. Система охлаждения облучаемого образца	84
4.1.6. Система мониторинга нейтронного поля в зоне облучения слитков кремния.....	90
4.2. Оптимизация конструкции облучательного устройства.....	95
4.2.1. Оптимизация конструкции фильтра тепловых нейтронов	96
4.2.2. Распределение плотности потока тепловых нейтронов по высоте и радиусу канала созданной установки.....	100
4.3. Оптимизация режима работы реакторной установки	102
4.3.1. Регламент извлечения стержней регулирования	102
4.3.2. Оптимизация размещения тепловыделяющих сборок в активной зоне ядерного реактора	105

4.3.3. Расположение стержня автоматического регулирования	106
4.3.4. Влияние отравление бериллиевого отражателя	109
4.3.5. Увеличение мощности реактора	112
4.3.5.1. Методика расчета допустимой тепловой мощности	113
4.3.5.2. Результаты расчета допустимой тепловой мощности установки	116
4.4. Обоснование ядерной безопасности нового экспериментального устройства	120
4.5. Обоснование радиационной безопасности при эксплуатации новой установки	122
Заключение	126
Список использованной литературы и источников	127

ВВЕДЕНИЕ

Кремниевые полупроводниковые приборы составляют основу современной радиоэлектронной промышленности. Прогресс в области полупроводниковой техники требует повышения качества элементной базы, что, в свою очередь, обуславливает ужесточение требований к исходному сырью — полупроводниковым материалам. Одним из ключевых материалов для радиоэлектроники является монокристаллический кремний, без которого невозможно производство сверхмощных тиристоров, транзисторов, диодов, а также интегральных схем высокой степени сложности. Однако для применения в электронных приборах высокочистое кремниевое сырьё должно обладать строго заданными электрофизическими характеристиками, что достигается за счет легирования.

Современные тенденции развития силовых полупроводниковых приборов и технологии производства компонентов и законченных изделий электротехнической отрасли, требуют создания монокристаллов кремния большого диаметра с высокой степенью равномерности распределения легирующих примесей в объеме кристалла.

Для введения примесей в матрицу полупроводника применяют традиционные металлургические методы, основанные на добавлении легирующих элементов в расплав материала, или методы ионной имплантации. Последние предполагают внедрение атомов примесей в поверхностный слой полупроводниковой пластины посредством бомбардировки её поверхности пучком ионов с высокой энергией (10—2000 кэВ).

Традиционные металлургические методы легирования в настоящее время не обеспечивают необходимого качества полупроводниковой продукции, в первую очередь с точки зрения точности пространственного распределения примесей.

Высокая степень равномерности легирования обеспечивается ядерными методами, который принципиально отличается от традиционных тем, что

примеси не вводятся в массу монокристалла, а образуются путем превращения изотопа кремния-30 в фосфор-31, в ходе реакции радиационного захвата нейтронов (n, γ). Данная технология реализуется на множестве исследовательских ядерных реакторов в России и за рубежом.

К настоящему времени технологии нейтронной трансмутации кремния практически полностью вытеснили альтернативные методы легирования¹.

В настоящее время геометрические параметры монокристаллического кремния, облучаемого в ядерном реакторе, ограничены 204 мм (8 дюймов). Создание облучательных установок подобного диаметра требует либо масштабной модернизации существующего оборудования, либо проектирования новых систем. При этом замедление темпов развития ядерных исследований и сокращение строительства реакторных мощностей привели к глобальному дефициту облучательных ресурсов.

Создание экспериментального канала диаметром 204 мм на ядерном реакторе является сложной научно-технической задачей, решение которой требует комплексной исследовательской и инженерной проработки, включающей в себя нейтронно-физические, теплогидравлические расчеты, обоснование ядерной и радиационной безопасности в соответствии с действующей нормативно-правовой базой, а также проведении финансово-экономического обоснования проекта.

Настоящая работа посвящена созданию новой установки для легирования монокристаллического кремния диаметром свыше 204 мм на действующей реакторной установке ИРТ-Т Томского политехнического университета.

Актуальность

Легированный кремний широко используется в производстве силовой электроники. Активное, повсеместное развитие альтернативной энергетики

¹ Варлачёв В. А. Нейтронное трансмутационное легирование кремния в бассейновом исследовательском ядерном реакторе : дис. ... д-р. техн. наук 01.04.07: защищена 13.05.2015 – Томский политехнический университет, Томск, 2015 – 325 с.

(солнечной², 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 оборудования³.

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 нагрева⁴.

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 реакторе⁵.

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

² Ho H. Q. et al. Proposal of a neutron transmutation doping facility for n-type spherical silicon solar cell at high-temperature engineering test reactor // Applied Radiation and Isotopes. – 2018.

³ П.А. Воронин Силовые полупроводниковые ключи: семейства, характеристики, применение - Москва : Додэка-XXI, 2005. - стр. 384. - 5-94120-087-0.

⁴ Гришанин А. Мускатиньев В., Бормотов А. Силовые полупроводниковые ключи для преобразователей частоты систем индукционного нагрева // Силовая электроника. - 2010 г.. - 3. - стр. 67-71.

⁵ Von Ammon W. Neutron transmutation doped silicon—technological and economic aspects // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms. – 1992. – Т. 63. – №. 1-2. – С. 95-100.

технологией нейтронно-трансмутационного легирования кремния диаметром до 204 мм⁶.

Мировая практика создания комплексов ядерно-легированного кремния, предполагает глубокую модернизацию облучательных объемов существующих реакторных установок, например на реакторе FRM-II⁷, либо создание облучательного объема во вновь сооружаемых исследовательских реакторных комплексах (OPAL)⁸.

В настоящий момент в России отсутствуют действующие установки, предназначенные для легирования кремния диаметром более 150 мм⁹, 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.

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 свыше 204 мм.

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

⁶ Ferrazza F. Crystalline silicon: manufacture and properties // Practical Handbook of Photovoltaics (Second Edition). – 2012. – С. 79-97.

⁷ Gläser W. Petry W. The new neutron source FRM II // Physica B: Condensed Matter. - 2000 г.. - Т. 276-278. - стр. 30-32. - 0921-4526.

⁸ Drennan J. Advanced Materials in Australasia // Science and Technology of Advanced Materials. - 2006 г.. - 8 : Т. 7. - стр. 785. - 1468-6996.

⁹ Kolin N. G. Neutron-Transmutation doping and radiation modification of semiconductors: Current status and outlook // Russian physics journal. – 2003. – Т. 46. – №. 6. – С. 543-551.

- 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 более 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 более 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

Впервые проведено полное исследование ядерно-физических характеристик нейтронных полей во внутрибаковом пространстве реактора ИРТ-Т в стационарных и нестационарных режимах работы.

Впервые разработан и апробирован метод формирования заданного аксиального распределения нейтронного поля в зоне облучения кремниевых слитков с использованием щелевого фильтра-поглотителя.

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

Впервые разработана и реализована установка для нейтронно-трансмутационного легирования кремниевых слитков диаметром более 204 мм на базе бассейнового исследовательского реактора ИРТ-Т.

Практическая значимость

Результаты работы легли в основу разработки и совершенствования технологического процесса нейтронно-трансмутационного легирования кремния большого диаметра (свыше 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 более 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.

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.

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.

Апробация работы

Основные результаты диссертационной работы докладывались и обсуждались на следующих международных и всероссийских семинарах, конференциях и совещаниях:

- Modern Technique and Technologies (г. Томск), 05.10.2015 – 09.10.2015;
- VIII International Scientific Conference on Issues of Physics and Technology in Science, Industry and Medicine (г. Томск), 01.06.2016 – 03.06.2016;

- научный семинар по обсуждению материалов диссертационной работы Лебедева И.И. АО «Институт реакторных материалов» (г. Заречный), 28.09.2016 – 01.10.2016;
- выставка «Вузпромэкспо-2016», работа представлена в составе экспозиции, посвященной модернизации реактора ИРТ-Т (г. Москва), 13.12.2016 – 16.12.2016;
- научно-практический семинар «Расчетно-экспериментальное обоснование новых технических решений в атомной отрасли» (г. Нижний Новгород), 15.11.2017 – 18.11.2017;
- конференция «Актуальные проблемы инновационного развития ядерных технологий. Научная сессия НИЯУ МИФИ» (г. Северск), 02.04.2018 – 06.04.2018;
- XV международная конференция студентов, аспирантов и молодых ученых (г. Томск), 24.04.2018 – 27.04.2018;
- 14th International Scientific-Technical Conference on Actual Problems of Electronic Instrument Engineering (APEIE) (г. Новосибирск) 02.10.2018 – 06.10.2018;
- международная научно-практическая конференция студентов, аспирантов и молодых учёных (г. Томск), 03.12.2018 – 07.12.2018;
- «Информационные технологии в науке, управлении, социальной сфере и медицине» (г. Томск), 17.12.2018 – 21.12.2018;
- XII международная научно-практическая конференция «Инновации в технологиях и образовании» (г. Белово), 21.03.2019 – 22.03.2019;
- VIII международная молодежная научная школа-конференция «Современные проблемы физики и технологий» (г. Москва), 15.04.2019 – 20.04.2019;
- конференция «Взаимодействие излучений с твердым телом» (Республика Беларусь, г. Минск), 30.09.2019 – 03.10.2019;

- II международный научный форум «Ядерная физика и технологии» (Республика Казахстан, г. Алматы), 23.06.2019 – 28.06.2019;
- техническое совещание о возможности размещения в баке реактора ИРТ-Т облучательного блока для легирования полупроводниковых материалов диаметром до 203 мм АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала (г. Москва), 17.12.2019 – 18.12.2019.

Работа была обсуждена в рамках ежегодной Сессии Научного Совета РАН по проблеме «Радиационная физика твердого тела», проходившая 18–20 декабря 2023 года и была признана важнейшим результатом страны в области радиационной физики твердого тела за 2023 год.

Результаты диссертационной работы включены в отчеты о выполненных работах 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 для проведения научно-технических исследований, соответствующих уровню ведущих национальных и мировых исследовательских центров».

Публикации:

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.

1. Использование ядерных установок для легирования кремния

Среди современных методов имплантации примесей в кремний технология нейтронно-трансмутационного легирования (НТЛ) демонстрирует наивысшую эффективность в достижении однородности электрофизических характеристик материала. Данный метод, основанный на ядерных реакциях под действием нейтронного облучения, обеспечивает прецизионный контроль концентрации легирующих элементов, что критически важно для производства кремниевых структур с минимальным разбросом удельного сопротивления. Благодаря этим преимуществам, НТЛ-легированный кремний широко применяется в производстве высоконадежных электронных устройств, включая силовые тиристоры, приборы с зарядовой связью (ПЗС), радиационно-стойкие детекторы, высокочувствительные фотоприемники и специализированные интегральные схемы для аэрокосмической и ядерной промышленности.

Уникальные свойства монокристаллического кремния — высокая аксиальная и радиальная равномерность распределения примесей, а также минимальное отклонение от заданного уровня легирования — обеспечивают его применение в приборах большой мощности при передаче электроэнергии на большие расстояния, энергоемких производствах, коммутациях токов большой мощности, электродвигательных установках.

Развитие альтернативной энергетики (солнечных и ветровых электростанций) требует создания инверторного оборудования — устройств, преобразующих постоянный ток в сетевой переменный. Инверторы включают в себя комплексы фильтров, индуктивностей, трансформаторов и силовых ключей. В настоящее время существует глобальная потребность в ключах мощностью свыше 35 МВт, что обуславливает необходимость разработки тиристорных ключей диаметром более 200 мм. Поскольку IGCT-транзисторы (Integrated Gate-Commutated Thyristor), рассчитанные на напряжение свыше 1600 В, могут изготавливаться исключительно из ядерно-

легированного кремния, увеличение мощности приборов требует масштабирования их физических размеров¹⁰.

В настоящее время около 150 тонн ядерно-легированного кремния в год получают на двух десятках реакторных установок, построенных, в большинстве случаев, на базе исследовательских ядерных реакторов. Кроме того, в России применяется технология облучения кремния диаметром до 75 мм, в энергетических реакторах типа РБМК, эксплуатирующихся на Ленинградской АЭС¹¹. Производители кремния расположены по всему миру, а годовой объем рынка составляет более 150 миллионов долларов, и это один из самых больших мировых рынков изотопной продукции. Несколько российских исследовательских реакторов (реакторная установка РБТ-6 в ГНЦ «НИИАР» (Дмитровград), реактор «Руслан» во ФГУП «ПО Маяк» (Озерск), реактор ИРТ-Т в ТПУ (Томск), ВВР-Ц в НИФХИ им. Л. Я. Карпова (Обнинск)) и установка на первом энергоблоке Ленинградской АЭС обеспечивают порядка 10 % мировых поставок. При этом, начатые работы по выводу из эксплуатации блоков на базе реакторов типа РБМК, создадут ощутимый дефицит на российском рынке полупроводников.

В настоящий момент, технологией легирования слитков диаметром более 200 мм обладают четыре страны в мире: Германия, Бельгия, Южная Корея и Австралия, на реакторах FRM-II, BR2, HANARO и OPAL, соответственно.

1.1. Установка на реакторе FRM-II

Одним из первых в мире реакторов, на котором была создана установка для легирования кремния диаметром до 200 мм, стал реактор FRM-II (Forschungs-Neutronenquelle Heinz Maier-Leibnitz) Технического университета Мюнхена (Германия). FRM-II является на сегодняшний день одним из самых современных исследовательских реакторов и по множеству параметров не

¹⁰ Kang K. D. et al. Quality Management for Neutron Transmutation Doping of Silicon Ingot in HANARO.// 2007 autumn meeting of the KNS; Pyongchang (Korea, Republic of); 25-26 Oct 2007 – 2007. – p. 2

¹¹ Борщев В. П. и др. Possibility of Using Radiational Technology at the NPP with РБМК //Атомная энергия. – 2003. – Т. 95. – №. 6. – С. 450-456.

имеет аналогов. Этот реактор мощностью 20 МВт был спроектирован с единственной целью: стать мощнейшим источником нейтронов. Для достижения максимальной производительности, конструкция реактора основана на сверхкомпактной активной зоне, состоящей из единственного тепловыделяющего элемента диаметром 24 и высотой 70 сантиметров. «Свежая» активная зона содержит 8 килограммов высокообогащенного силицида урана (U_3Si_2). Это позволяет добиться высокой плотности потока нейтронного излучения. Топливный элемент располагается в центре бака реактора, заполненного тяжелой водой (D_2O). Экспериментальные каналы реактора спроектированы таким образом, что их концевые сегменты расположены в зонах с максимальной плотностью потока тепловых нейтронов. Конфигурация реактора включает восемь горизонтальных экспериментальных каналов, два из которых имеют тангенциальное расположение относительно активной зоны, что обеспечивает оптимизированное взаимодействие нейтронного потока с исследуемыми образцами. Часть каналов обеспечивает вывод коллимированных нейтронных пучков в два специализированных экспериментальных зала, предназначенных для проведения радиационных испытаний и калибровки детекторов¹². Максимальная интегральная плотность потока нейтронов в экспериментальном канале¹³ достигает значения $8 \cdot 10^{14}$ нейтрон/см², что подтверждает возможность использования данной установки для высокоинтенсивных экспериментов в области физики реакторов и радиационного материаловедения.

Годовое обслуживание реакторной установки требует больших финансовых затрат. Для получения коммерческой прибыли, на реакторе FRM-II проводятся опытные и промышленные облучения экспериментальных образцов. Наиболее коммерчески успешной технологией является

¹² Gerstenberg H. et al. Silicon doping at FRM II //Annual meeting on nuclear technology 2008. Proceedings. – 2008.

¹³ Finke E. et al. Radiation protection at the new high flux reactor FRM-II. // International Congress of the International Radiation Protection Association; Hiroshima (Japan); 14-19 May 2000 – 2000

нейтронно-трансмутационное легирование кремния. Развитая электротехническая промышленность Германии и постепенный переход на альтернативные источники энергии (солнечные панели, ветровые и приливные электростанции) потребовало создания установки, способной проводить облучение монокристаллического кремния диаметром до 200 и длиной до 500 мм¹⁴.

В связи с компактными размерами активной зоны и большим количеством экспериментальных установок, единственным возможным вариантом размещения установки было создание вертикального канала.

1.2. Установки на реакторе OPAL

После решения об остановке в 2007 году первого исследовательского реактора Австралии HIFAR (High Flux Australian Reactor), эксплуатирующегося с 1958 года, Организация по ядерной науке и технике Австралии приняла решение о сооружении нового реактора OPAL (Open-pool Australian Lightwater Reactor). Реакторная установка HIFAR использовалась, в том числе, для производства высококачественного легированного кремния для микроэлектронной и компьютерной промышленности и исследовательской деятельности. Накопленные австралийскими специалистами знания и компетенции позволили создать одну из самых совершенных установок для легирования кремния на реакторе OPAL. Реактор расположен в пригороде Сидней городе Лукас Хайтс¹⁵.

Реактор OPAL исследовательский реактор бассейнового типа. Физический пуск установки успешно завершился в апреле 2007 года. Активная зона реактора набрана из 16 тепловыделяющих сборок из низкообогащенного (19,75 %) урана¹⁶. В качестве теплоносителя и

¹⁴ Li X., Gerstenberg H., Neuhaus I. Silicon doping system at the research reactor FRM II //Applied Radiation and Isotopes. – 2009. – Т. 67. – №. 7-8. – С. 1220-1224.

¹⁵ Е.Г. Емец Оптимизация условий облучения и разработка установки для ядерного легирования кремния в реакторе ИРТ-Т : диссертация ... кандидата технических наук : 05.09.02 Томск 2015

¹⁶ Maul L. Impact of new nuclear data on neutronic calculations of the OPAL Reactor using Serpent //Annals of Nuclear Energy. – 2018. – Т. 115. – С. 523-533.

замедлителя используется обессоленная легкая (H_2O) вода, в качестве отражателя – тяжелая вода (D_2O) с с характерной чистотой по дейтерию 97–99 %. Применение подобного отражателя позволило существенно повысить максимальные потоки тепловых нейтронов в экспериментальных каналах реактора.

Рисунок 1 показывает схему расположения экспериментальных устройств реактора OPAL¹⁷.

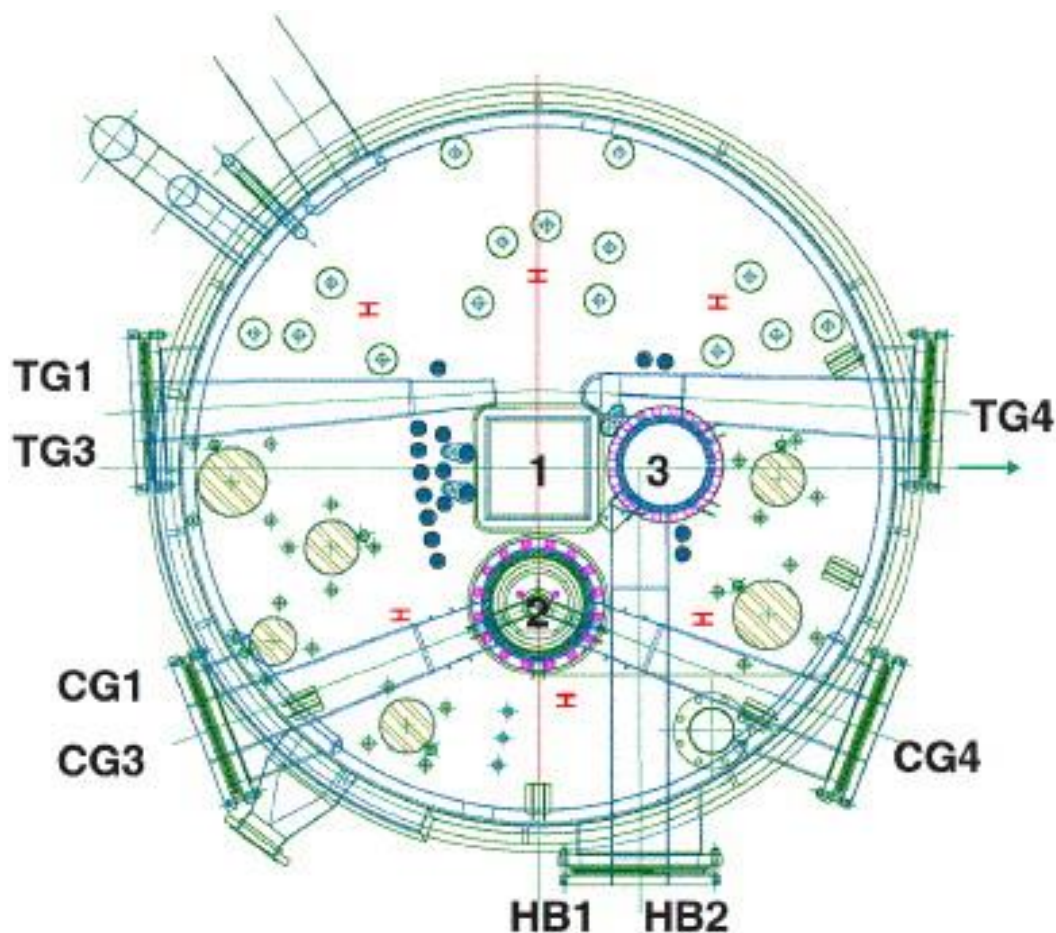


Рисунок 1 - Принципиальная схема расположения экспериментальных устройств реактора OPAL

На реакторе OPAL смонтировано 6 вертикальных экспериментальных каналов. В зависимости от используемого канала, диаметр облучаемых образцов составляет от 4 до 8 дюймов. Все каналы позволяют облучать образцы длиной до 600 мм.

¹⁷ S.J. Kennedy Construction of the neutron beam facility at Australia's OPAL research reactor // Physica B: Condensed Matter. - 2006 г.. - 2 : Т. 385-386. - стр. 949-945.

Мощность реактора составляет 20 МВт, что в совокупности с тяжеловодным отражателем, дает возможность облучать слитки кремния на большом удалении от зоны. Это приводит к формированию очень «мягкого» спектра нейтронного излучения, что в свою очередь положительно влияет на качество получаемого кремния (чем меньше в спектре быстрых нейтронов, тем меньше радиационных дефектов). Из-за значительного расстояния между облучательным объемом и активной зоной реактора профиль нейтронного поля становится более равномерным по аксиальному направлению (Рисунок 2).

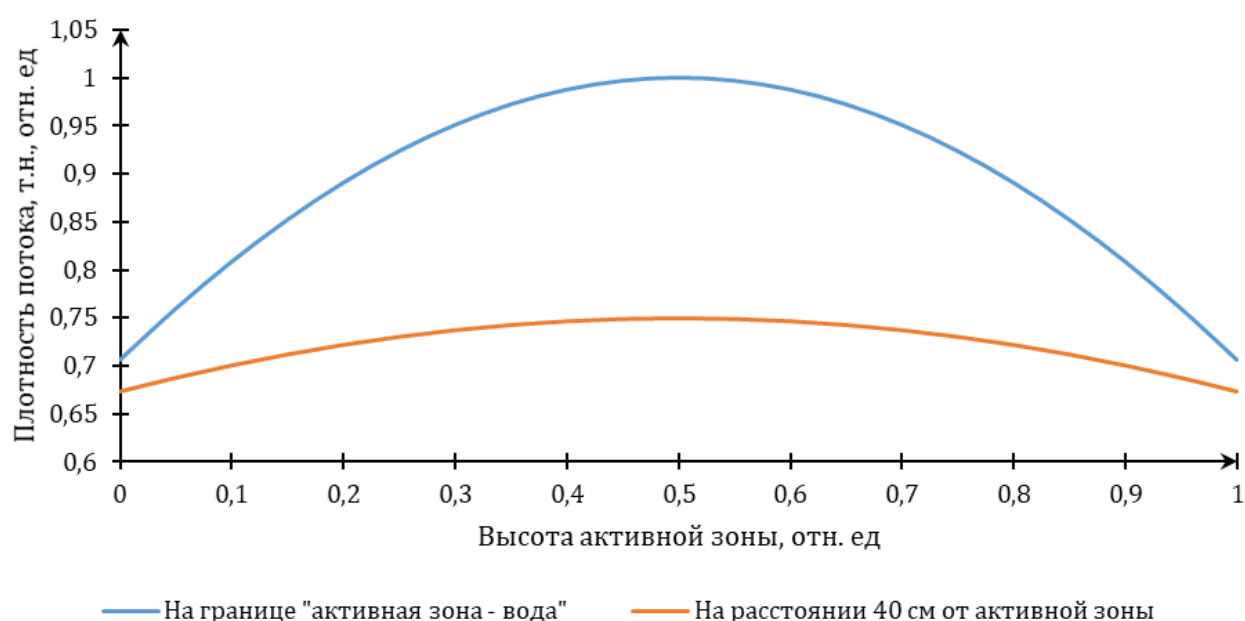


Рисунок 2 - Расчетные значения плотности потока тепловых нейтронов

На рисунке показаны значения плотностей потоков, полученные с использованием программного комплекса Monte Carlo Code Serpent 2¹⁸, нормированные на максимальное значение. Очевидно, что с удалением от активной зоны происходит снижение абсолютного значения потока примерно на 30 %, но вместе с тем происходит выравнивание поля (показатели неравномерности на границе «активная зона – замедлитель» равен ~1,45, на расстоянии 40 см от активной зоны ~ 1,11).

¹⁸ Ferraro D. Villarino E. Full 3-D core calculations with refueling for the OPAL Research Reactor using Monte Carlo Code Serpent 2 // Annals of Nuclear Energy. - 2016 г.. - Т. 92. - стр. 369-377

Обеспечение радиальной однородности распределения плотности потоков нейтронов в слитке монокристаллического кремния достигается за счет вращательного движения образцов. Применение тяжелой воды в качестве замедлителя, окружающего облучательный канал, способствует минимизации градиента плотности нейтронного потока, что обеспечивает более равномерные условия облучения.

Механизм вращения контейнеров в экспериментальных каналах реактора OPAL представляет собой инновационное техническое решение, основанное на использовании реактивной струи воды для создания вращательного движения¹⁹. Данная технология исключает механический контакт между подвижной и стационарной частями облучательного канала, что позволяет существенно снизить износ компонентов системы и минимизировать потребность в техническом обслуживании приводных механизмов. Схема водяного привода представлена на изображении ниже (Рисунок 3).

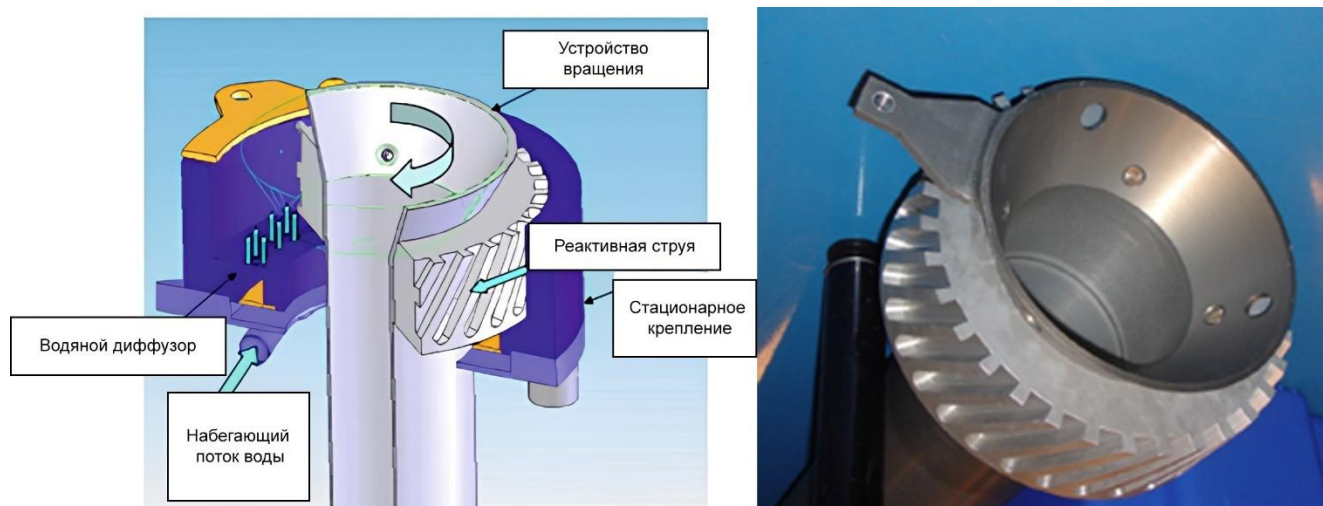


Рисунок 3 - Схема и внешний вид водяного привода вращения слитков кремния, используемого на реакторе OPAL

Подобная схема позволяет избавиться от электромоторов, редукторов, муфт, сальников, приводных валов и подшипников, используемых в

¹⁹ Amos P.E. Kim S. New Silicon Irradiation Rig Design for OPAL Reactor // 11th International Topical Meeting Resaerch Reactor Fuel Managment (RRFM) and Meeting of the International Group on Reactor Research (IGORR). - Lyon : [s.n.], 2007. - pp. 10-14.

аналогичных системах на других ядерных установках. Все это в совокупности позволило создать надежную и технологически простую систему облучения.

1.3. Установки на реакторе BR2

Реактор BR2 расположен на окраине города Моль, в северо-восточной части Бельгии. Старт ядерной программы Бельгии начался в 1944 году с заключенного трехстороннего договора с США и Великобританией, о поставках урана с месторождения Шинколобве в Конго в обмен на доступ к промышленным и энергетическим ядерным технологиям. В 1952 году был создан SCK•SEC (Бельгийский ядерный исследовательский центр) и начались работы по сооружению реакторов серии BR. Исследовательский реактор BR-2 представляет собой многоцелевую высокопоточную установку материаловедческого назначения с тепловой мощностью 100 МВт. Физический пуск реактора был осуществлен в 1961 году, а энергетический пуск состоялся в 1963 году. С начала 1990-х годов коммерческая деятельность реактора, включающая производство радиоизотопов и осуществление процессов ядерного легирования кремния, активно развивается с целью диверсификации источников финансирования и снижения зависимости от государственного бюджета. В настоящее время, согласно данным онлайн-издания Evolution²⁰, порядка 70 % финансирования деятельности реактора обеспечивается за счет доходов от реализации коммерческих проектов.

Реактор BR2 является легководяным аппаратом с бериллиевым замедлителем и водяным охлаждением. Он имеет две установки для НТЛ²¹: SIDONIE (максимальный диаметр слитков 127 мм) и POSEIDON, запущенный в эксплуатацию в 2008 году, позволяющий легировать кремний диаметром до 203 мм.

Установка SIDONIE (Silicon Doping by Neutron Irradiation Experiment), предназначенная для проведения процессов легирования

²⁰ Core competition [Online] // Evolution Online. - SKF, 2008. – URL: <http://evolution.skf.com/core-competence-2/>.

²¹ Ponsard B. et al. Production of Radioisotopes and NTD-Silicon in the BR2 Reactor. – 2013.

монокристаллического кремния с использованием нейтронного облучения, была введена в эксплуатацию в 1992 году. Изначально данная установка обеспечивала возможность обработки слитков кремния диаметром 50 и 75 мм. В результате проведенной модернизации функциональные возможности установки были расширены, что позволило увеличить максимальный диаметр обрабатываемых слитков до 127 мм. Принципиальная схема установки показана на изображении ниже (Рисунок 4).

Установка размещена в экспериментальном канале диаметром чуть более 200 мм, расположенном в бериллиевом отражателе, внутри корпуса реактора. Конструкция установки позволяет осуществлять продольное перемещение и вращательное движение контейнера со слитком. Контейнер выполнен в «открытой» конструкции, то есть поверхность слитка сообщается с водой первого контура реактора BR2. Поскольку конвекция принудительная, температура поверхности слитка не превышает 100 °С. Среднее время облучения одного слитка – 3,5 часа, при условии начального у.э.с равного 2000 Ом·см, и целевого показателя – 35 Ом·см.

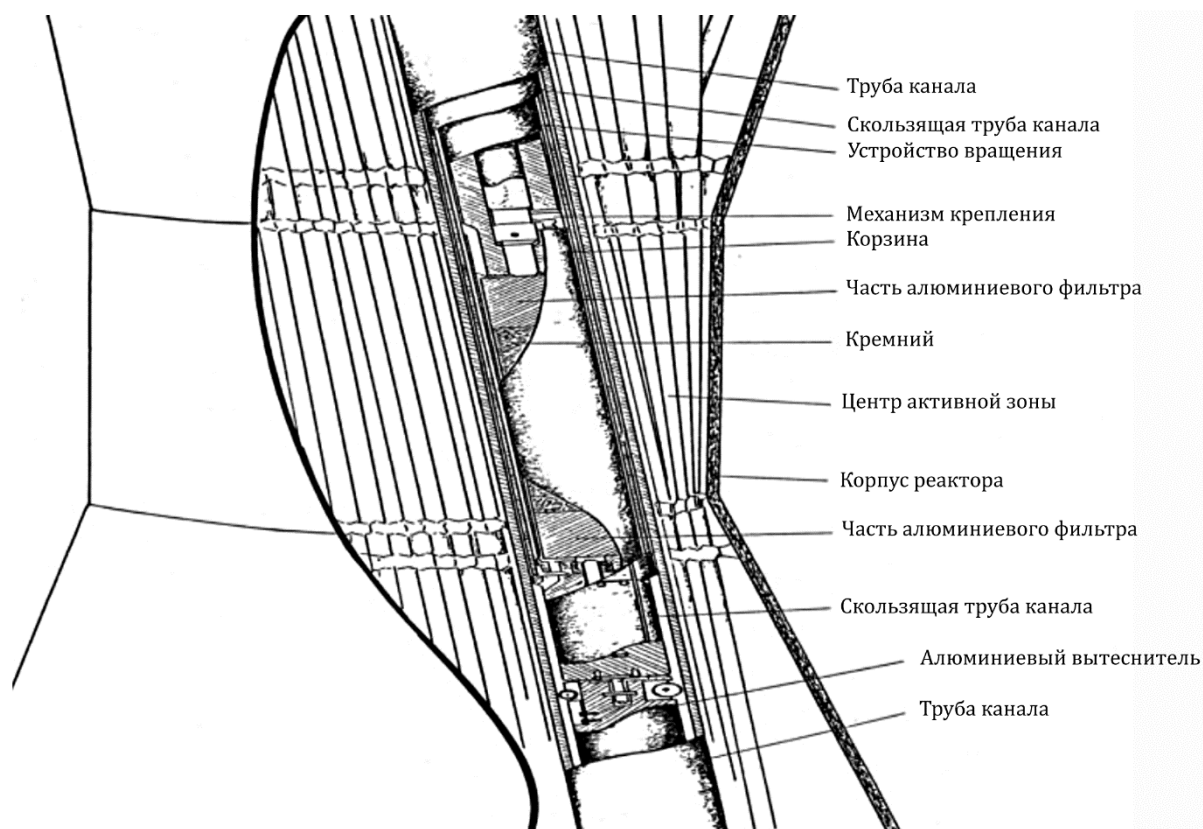


Рисунок 4 - Схема установки для легирования кремния *SIDONIE*

Установка POSEIDON (POol Side Equipment for Irradiation and DOping of silicon by Neutrons, внебаковое оборудование облучения и легирования кремния) состоит из шести каналов (Рисунок 5), расположенных вне корпуса реактора, в графитовом блоке, облицованном алюминием. Каналы сквозные, внутренним диаметром ~ 160 мм. Длина активной части канала 950 мм, при этом «рабочий» участок для облучения составляет 500 мм. В связи с ограниченным пространством, легирование производится путем одновременного облучения двух коротких (не более 250 мм) слитков кремния, установленных последовательно. Для компенсации неравномерности, слитки переставляют местами, реализуя, таким образом, статический метод легирования с двухфазным облучением.

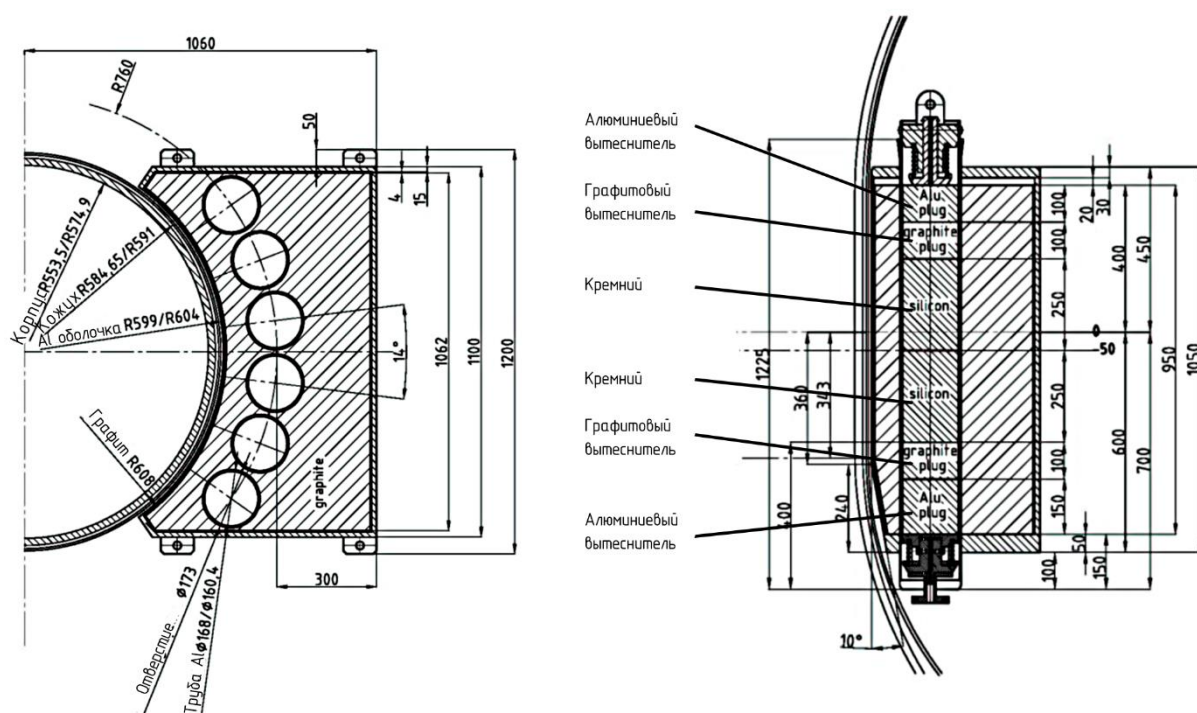


Рисунок 5 - Схема установки для легирования кремния POSEIDON

1.4. Установки на реакторе HANARO (Республика Корея)

Реакторная установка HANARO (High-flux Advanced Neutron Application Reactor) – это современный исследовательский реактор бассейнового типа номинальной мощностью 30 МВт²². Поток тепловых нейтронов в зоне отражателя достигает значений $3 \cdot 10^{14}$ нейтр/см², что сравнимо с потоками самых мощных исследовательских реакторов в мире. Реактор был введен в эксплуатацию в 1995 году на мощности 15 МВт. В 1999 году мощность удалось поднять до 22 МВт, и, наконец, в 2004 году, его мощность подняли на 100% от первоначальной проектной – до 30 МВт. В год на реакторе проходит 9 кампаний продолжительностью 23 дня с остановкой для перегрузочных работ между ними – 7 дней²³.

Активная зона отделена от отражателя внутренней оболочкой бака отражателя. В роли замедлителя и теплоносителя активной зоны, состоящей

²² Kim M. S., Kang K. D., Park S. J. Application of neutron transmutation doping method to initially p-type silicon material //Applied Radiation and Isotopes. – 2009. – Т. 67. – №. 7-8. – С. 1230-1233.

²³ Choo K. N. et al. Contribution of HANARO Irradiation Technologies to National Nuclear R&D //Nuclear Engineering and Technology. – 2014. – Т. 46. – №. 4. – С. 501-512.

из гексагональных ТВС внутри внутренней оболочки, выступает легкая вода. В баке отражателя расположено 33 вертикальных канала и 7 горизонтальных каналов различных размеров и назначений. Два вертикальных канала, NTD1 и NTD2, используются для нейтронного трансмутационного легирования кремния²⁴. На схеме (Рисунок 6) представлено размещение экспериментальных устройств реактора HANARO относительно активной зоны и корпуса бака²⁵.

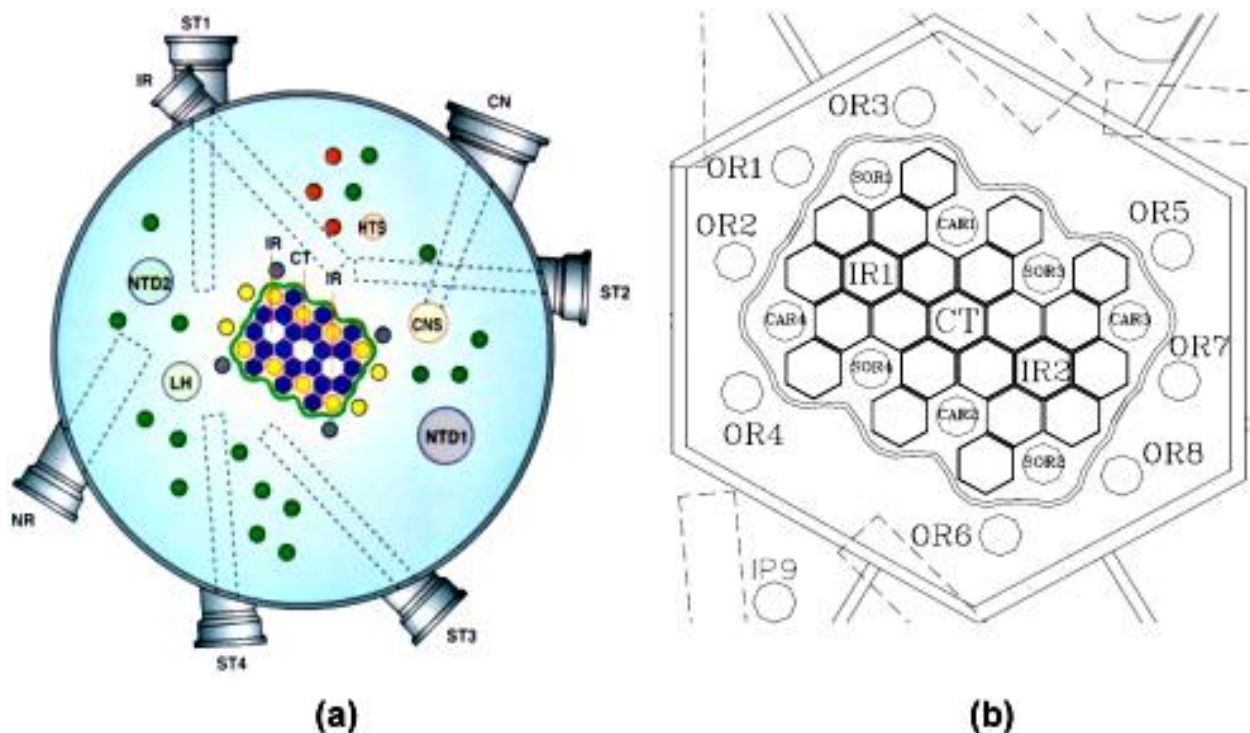


Рисунок 6 - Схема размещения экспериментальных устройств реактора HANARO: а) схема внутрибачных устройств, б) схема внутриреакторных устройств

Каналы NTD1 и NTD2 расположены симметрично относительно активной зоны в замедлителе из легкой воды²⁶.

²⁴ Kim H. et al. Design Characteristics and Startup Tests of HANARO // Journal of Nuclear Science and Technology. - 1996 г. - 7 : Т. 33. - стр. 527-538.

²⁵ Kim M. S. et al. Radial uniformity of neutron irradiation in silicon ingots for neutron transmutation doping at HANARO // Nuclear Engineering and Technology. - 2006. - Т. 38. - №. 1. - С. 93-98.

²⁶ Jun B. J. et al. Neutronic design of irradiation device for neutron transmutation doping in HANARO // Proceedings of transactions of the PHYSOR. - 2002.

Корейский исследовательский институт атомной энергии предоставляет коммерческие услуги по НТЛ слитков кремния диаметром 5 дюймов в канале NTD2 с конца 2002 года, а также развивает установку для легирования 6 дюймовых слитков кремния на этом же канале, и установку для 6- и 8-дюймовых слитков на канале NTD1.

Оба канала для легирования кремния используют фильтр тепловых нейтронов, поскольку компоновка бака и активной зоны реактора не позволяет организовать дополнительный объем под каналами, в который слитки кремния могли бы перемещаться во время продольного движения²⁷. Нейтронный фильтр представляет собой одну из стенок контейнера для облучения, который служит для загрузки и выгрузки слитков в канал. Цель фильтра обеспечить равномерное аксиальное распределение плотности потока нейтронов в слитке кремния. Конструкция фильтра представлена на изображении ниже (Рисунок 7).

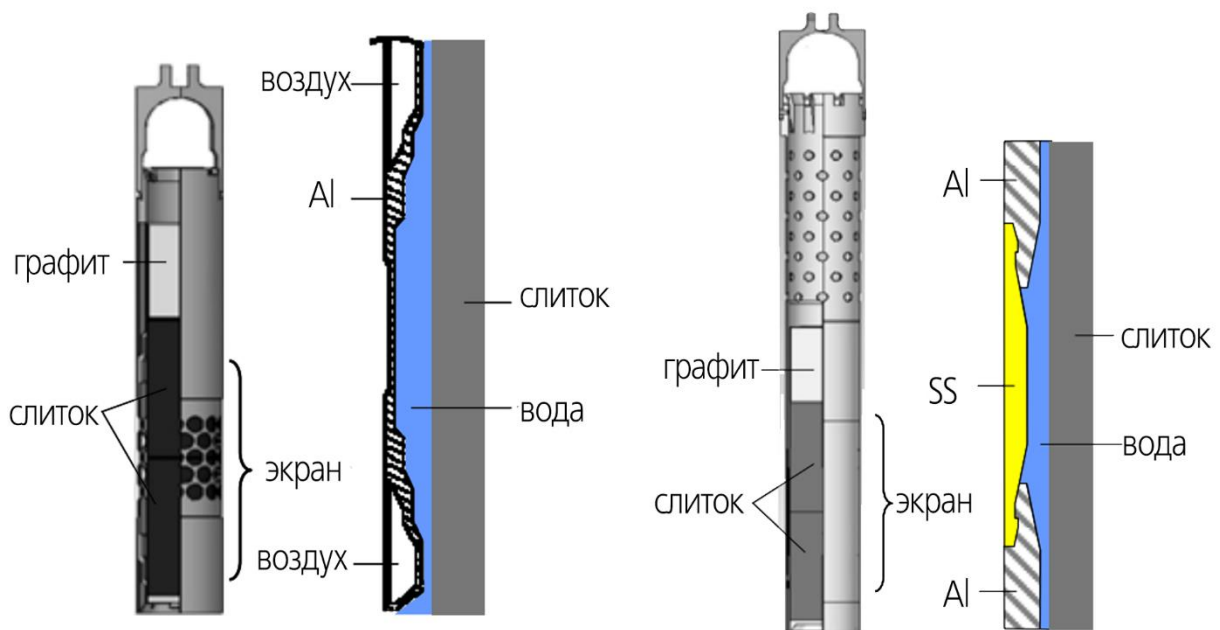


Рисунок 7 - Конструкция контейнеров со встроенными фильтрами тепловых нейтронов для 5-дюймового (слева) и 6-дюймового (справа) слитка кремния.

SS – нержавеющая сталь, Al – алюминий

²⁷ Park S. J. et al. Characteristics and operation of neutron transmutation doping in HANARO reactor //17th International Conference on Nuclear Engineering. // American Society of Mechanical Engineers, 2009. – С. 799-806.

В качестве экранирующего материала в разные периоды работы реактора использовались никель, титан и нержавеющая сталь. Применяемые фильтры позволяют установить равномерное в аксиальном направлении нейтронное поле высотой до 605 мм.

Значения неравномерности легирования кремния на реакторе HANARO составляют 4,2 % для 5-дюймового и 4,4 % для 6-дюймового кремния. В настоящий момент ведутся работы по созданию контейнера со встроенным фильтром, для облучения слитков кремния диаметром 8 дюймов в канале NTD1.

1.5. Способы облучения слитков в экспериментальных каналах

На текущий момент в мировой практике при осуществлении легирования протяженных слитков кремния, используют два режима облучения²⁸: динамический (метод «сканирования») и статический (при котором нейтронный поток фильтруется поглощающими материалами). Метод «сканирования» основан на реализации сложного движения экспериментального образца, которое включает вращение вокруг собственной оси в сочетании с одновременным возвратно-поступательным перемещением вдоль продольной оси. 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 цикла²⁹.

1.5.1. Метод «сканирования» в протяженном канале

Суть метода «сканирования» заключается в перемещении слитка кремния относительно активной зоны таким образом, чтобы накопленный флюенс нейтронов оказался равномерным по одной из осей слитка. Такая

²⁸ Kim H. et al. Effect of axial reflector on radial uniformity in neutron transmutation doping of silicon //Annals of Nuclear Energy. – 2011. – Т. 38. – №. 11. – С. 2541-2549.

²⁹ Carbonari A. W., Pendl Jr W., Saxena R. N. Neutron transmutation doping of silicon: some experiments at the IEA-R1 research reactor //Isotopes and radiation technology in industry. – 1994.

схема используется в установке легирования кремния на вертикальном канале реактора BR2³⁰.

В Российской практике этот метод начал использоваться с 70-х годов³¹. Одним из примеров использования подобной технологии является реактор ИРТ-Т: на канале ГЭК-4 установка ядерного легирования кремния успешно эксплуатируется с 1986 года.

Этот способ имеет ряд преимуществ³²: при наличии достаточного протяженного экспериментального канала слиток, двигаясь с постоянной скоростью пройдет полностью через зону облучения, и каждая его точка получит равную дозу облучения. При известной плотности потока нейтронов и заданной концентрации легирующих компонентов, определение скорости перемещения является тривиальной задачей. При этом метод «сканирования» позволяет проводить облучения в условиях высоконеоднородных полей, либо малых размеров активной зоны. Таким образом, этот способ является основным для реализации технологии нейтронно-трансмутационного легирования на базе исследовательских бассейновых реакторов, оснащенных, как правило, компактными активными зонами.

Таким образом, данный метод составляет основу реализации технологии нейтронно-трансмутационного легирования на базе исследовательских бассейновых реакторов, которые, как правило, характеризуются компактными размерами активных зон. Тем не менее, указанный подход обладает существенными ограничениями. Его применение возможно только при наличии достаточного пространства для обеспечения продольного перемещения слитка в пределах облучательного объема. В случае некоторых установок, таких как реактор HANARO, отсутствие

³⁰ D.R. Cundy, et. Al., SIDONE – a new silicon irradiation facility in BR2, Proc. International Conference on Irradiation Tech., Saclay, France, 20-22 May, 1992.

³¹ Смирнов Л. С., Соловьев С. П., Стась В. Ф., Харченко В. А. Легирование полупроводников методом ядерных реакций. – Новосибирск: Наука, 1981. – 175 с

³² Антропов и др. Проблемы однородного облучения слитков кремния диаметром более 200 мм при нейтронном легировании // Известия РАН. Серия физическая, Т. 73, № 11, 2009, стр. 1591-1593.

пространства под активной зоной для полного размещения слитка делает невозможным использование данного метода. Кроме того, этот способ критичен к устойчивости интегральной плотности потока нейтронов и точности поддержания мощности установки. В нестационарном режиме работы слиток кремния, проходя разными точками сквозь нейтронное поле, будет испытывать различные дозовые нагрузки, что приведет к пропорциональному изменению количества легирующих примесей. Несмотря на то, что между скоростью перемещения, требуемым флюенсом и значением плотности потока нейтронов существует «жесткая» связь, мониторинг плотности потока и обеспечение неравномерной скорости подачи слитка существенно усложняют конструктивную и технологическую схему установки.

При этом решения, связанные с повышением скорости прохода слитка вдоль активной зоны и осуществлением нескольких проходов, несет в себе сложности, связанные с влиянием перемещаемого образца на реактивностные параметры ядерной установки и не всегда допустимы с точки зрения обеспечения ядерной безопасности.

1.5.2. Метод фильтрации нейтронного поля

В случае статического режима облучения однородность легирования определяется исключительно пространственными характеристиками поля тепловых нейтронов в облучательном объеме. Необходимость достижения равномерного поля тепловых нейтронов приводит либо к использованию реакторов с большими активными зонами³³, либо к модификации нейтронного поля тем или иным способом.

В первом случае, удачным решением является использование энергетических реакторов типа РБМК³⁴. Большой объем активной зоны

³³ Koziel J., Pytel K., Walis L. Neutron doped silicon in Polish research reactors. – 1988. – №. IAEA-TECDOC--456.

³⁴ Борщев В.П. и др. Possibility Of Using Radiational Technology At The N33 With РБМК // Атомная энергия. Т. 95 № 6, 2003, стр. 450-456.

(высота 7 м и диаметр 11 м), окруженный массивом графита, позволяет создавать участки большой протяженностью с относительно равномерными нейтронными полями. В экспериментальном канале, расположенном в боковом отражателе, на уровне центра активной зоны наблюдается участок протяженностью более 1 м с неравномерностью поля менее 3 %³⁵.

Активные зоны исследовательских реакторов в целях повышения плотностей потоков нейтронного и сопутствующего гамма-излучения, проектируются, как правило довольно компактными (40–100 см), что требует либо создания большого массива замедлителя (графита, бериллия, тяжелой воды), либо использования фильтров из поглощающих элементов³⁶ (бор³⁷, железо³⁸, никель, титан, кадмий). Однако такой способ ведет к существенному снижению абсолютного интегрального значения плотности потока нейтронов в экспериментальном канале и, следовательно, снизит производительность и экономическую эффективность установки.

Частный случай статического режима легирования описанный в работе С. Ганна и Дж. Миза³⁹, заключающийся в перевороте слитка относительно экспериментального канала в середине облучательного цикла и его дооблучения в «инверсном» положении, способ показывает эффективность в ряде случаев, когда поле в аксиальном направлении изменяется монотонно и равномерно.

Выводы по разделу

В главе проведён анализ мирового опыта применения ядерных реакторов для нейтронно-трансмутационного легирования (НТЛ) кремния.

³⁵ Доллежалъ Н. А., Емельянов И. Я. Канальный ядерный энергетический реактор. – М.: Атомиздат, 1980. – 207 с.

³⁶ Komeda M., Obara T. Study on the burn-up characteristics of a thermal neutron filter containing B₄C particles for NTD-Si irradiation // Annals of Nuclear Energy. – 2013. – Т. 53. – С. 35-39.

³⁷ Komeda M., Kawasaki K., Obara T. A new irradiation method with a neutron filter for silicon neutron transmutation doping at the Japan research reactor no. 3 (JRR-3) // Applied Radiation and Isotopes. – 2013. – Т. 74. – С. 70-77.

³⁸ Heydorn K., Andresen K. Neutron transmutation doping of silicon at Risø National Laboratory. – 1988. – №. IAEA-TECDOC--456.

³⁹ Ганн С., Миз Дж., Олже Д. Методы получения НТЛ-кремния при облучении с высокой точностью на исследовательском реакторе университета шт. Миссури (ИРУМ) // Нейтронное трансмутационное легирование полупроводников / Под ред. Дж. Миза. – М.: Мир, 1982. – С. 104–122.

Установки на реакторах FRM-II, OPAL, BR2 и HANARO демонстрируют использование различных подходов: вертикальные каналы с фильтрацией нейтронного поля (OPAL), динамическое сканирование (BR2), комбинированные методы (HANARO). Ключевым ограничением является диаметр облучаемых слитков (до 200 мм), что соответствует требованиям современных электронных компонентов. Однако в России отсутствуют установки для слитков диаметром свыше 150 мм⁴⁰, что снижает конкурентоспособность отечественной полупроводниковой промышленности. Анализ показал, что создание подобных установок требует модернизации существующих реакторов, что подтверждает актуальность разработки новой технологии и создания установки легирования кремния диаметром до 200 мм на базе действующего исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т.

⁴⁰ Холупова К. Россия готовится производить сотни тысяч кремниевых пластин в год чуть дороже зарубежных [Электронный ресурс] // Cnews – URL: https://www.cnews.ru/news/top/2024-11-05_v_rossii_planiruyut_proizvodit (дата обращения 05.11.2024).

2. Описание реактора ИРТ-Т и существующей установки легирования кремния

2.1. Общая характеристика реактора

Реактор ИРТ-Т был построен в 1959–1967 гг. в соответствии с постановлением Совета Министров СССР от 24.08.1957 г. и письмом-заказом Минвуза СССР от 18.01.1958 г. № КО-3/143 22.07.

Дата начала эксплуатации исследовательского реактора ИРТ-Т определена днем его физического пуска — 22 июля 1967 года. Спустя десятилетие, в июне 1977 года, реактор был остановлен для проведения реконструкции вследствие значительной коррозии алюминиевой оболочки бака реактора и теплообменников из того же материала⁴¹. В рамках проекта реконструкции был выполнен комплекс мероприятий, включавший монтаж нового бака реактора, изготовленного из нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т, который был установлен внутри существующего алюминиевого бака (зазор между баками заполнен бетоном). Полностью заменено оборудование первого контура, сооружен второй контур охлаждения реактора, построена градирня для отвода тепла, а также модернизирована система управления и защиты (СУЗ) с учетом действовавших на тот момент нормативных требований. Физический пуск модернизированного реактора состоялся в 1984 году.

В процессе дальнейшей эксплуатации были проведены дополнительные мероприятия по поддержанию технической надежности установки. В 2000 году осуществлена замена датчиков контроля и измерительных приборов (КИП) в каналах измерения расхода, давления и уровня теплоносителя в контурах охлаждения. В 2005 году выполнена модернизация системы управления и защиты (СУЗ).

⁴¹ Глухов Г. Г., Диденко А. Н. Ядерный реактор ИРТ-Т НИИЯФ ТПИ в научных и прикладных исследованиях. // Атомная энергия. – 1988. – Т. 64. – №. 5. – С. 366-370.

На протяжении всего периода эксплуатации исследовательского реактора ИРТ-Т не зафиксировано ни одного ядерного или радиационного инцидента, связанного с выбросом радиоактивных веществ в окружающую среду, что подтверждает высокий уровень безопасности и надежности его функционирования.

В 2014–2015 годах был частично обновлен бериллиевый отражатель и проведена модернизация системы СУЗ. В 2019–2020 годах было существенно модернизировано научное оборудование, смонтировано семь новых научных станций, позволивших существенно расширить спектр исследований, проводимых с использованием реактора.

Исследовательский реактор ИРТ-Т представляет собой бассейновую ядерную установку, в которой химически обессоленная вода используется одновременно в качестве замедлителя, теплоносителя и элемента верхней биологической защиты. Основное назначение реактора заключается в проведении научно-исследовательских работ в различных областях, включая нейтронно-активационный анализ элементного состава веществ⁴², радиационное материаловедение, технологии ядерного легирования кремния, изотопное конструирование, а также выполнение радиационных и ресурсных испытаний⁴³.

Реактор ИРТ-Т также выполняет функцию учебно-исследовательской платформы для подготовки специалистов в области ядерных технологий, в том числе для стран-партнеров ГК «Росатом» – Боливия, Вьетнам, Гана и др. На его базе проходят лабораторные занятия и экспериментальные исследования студенты Инженерной школы ядерных технологий Национального исследовательского Томского политехнического университета (НИ ТПУ), что позволяет интегрировать практико-ориентированное обучение в образовательный процесс.

⁴² Архипов В. С. и др. Применение нейтронно-активационного анализа для изучения состава торфа //Химия твердого топлива. – 1988. – №. 3. – С. 30-33.

⁴³ Варлачев В. А. и др. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т //Томск: Изд-во ТПУ. – 2002.

Продольный разрез реактора показан на схеме ниже (Рисунок 8).

2.2. Активная зона реактора

Реактор ИРТ-Т имеет баковую компоновку. Активная зона размещается в заполненном теплоносителем (химически обессоленной водой) бассейне глубиной 7 метров, длиной 4,3 метра и шириной 1,8 метра. Отвод тепла, выделяемого в твэлах при работе реактора ИРТ-Т на мощности, осуществляется системой охлаждения, состоящей из первого контура, заполненного деминерализованной водой, и второго оборотного контура, где отводимое тепло рассеивается в градирне. Деминерализованная вода бассейна прокачивается через ТВС и зазоры между бериллиевыми блоками отражателя двумя центробежными насосами первого контура охлаждения с расходом 700 м³/ч. Пройдя активную зону сверху вниз, деминерализованная вода поступает в совмещенную задерживающую емкость, оттуда по всасывающему трубопроводу диаметром 410x5 мм, врезанному в бассейн на высоте 2,2 м поступает во внешнюю задерживающую емкость объемом 24 м³ с внутренними перегородками, удлиняющими путь движения деминерализованной воды для распада короткоживущих изотопов кислорода-19, азота-16, азота-17 примерно в тысячу раз⁴⁴.

⁴⁴ **Gusarov O. F., Grigorov I. N., Khudoleev P. N.** Operation experience of the IRT-T research reactor //12th Annual conference of the Nuclear Society of Russia. Research reactors: science and high technologies. Proceedings. Vol. 2. Part 1. Research reactors-present and future (Physics and engineering of research reactors). – 2002.

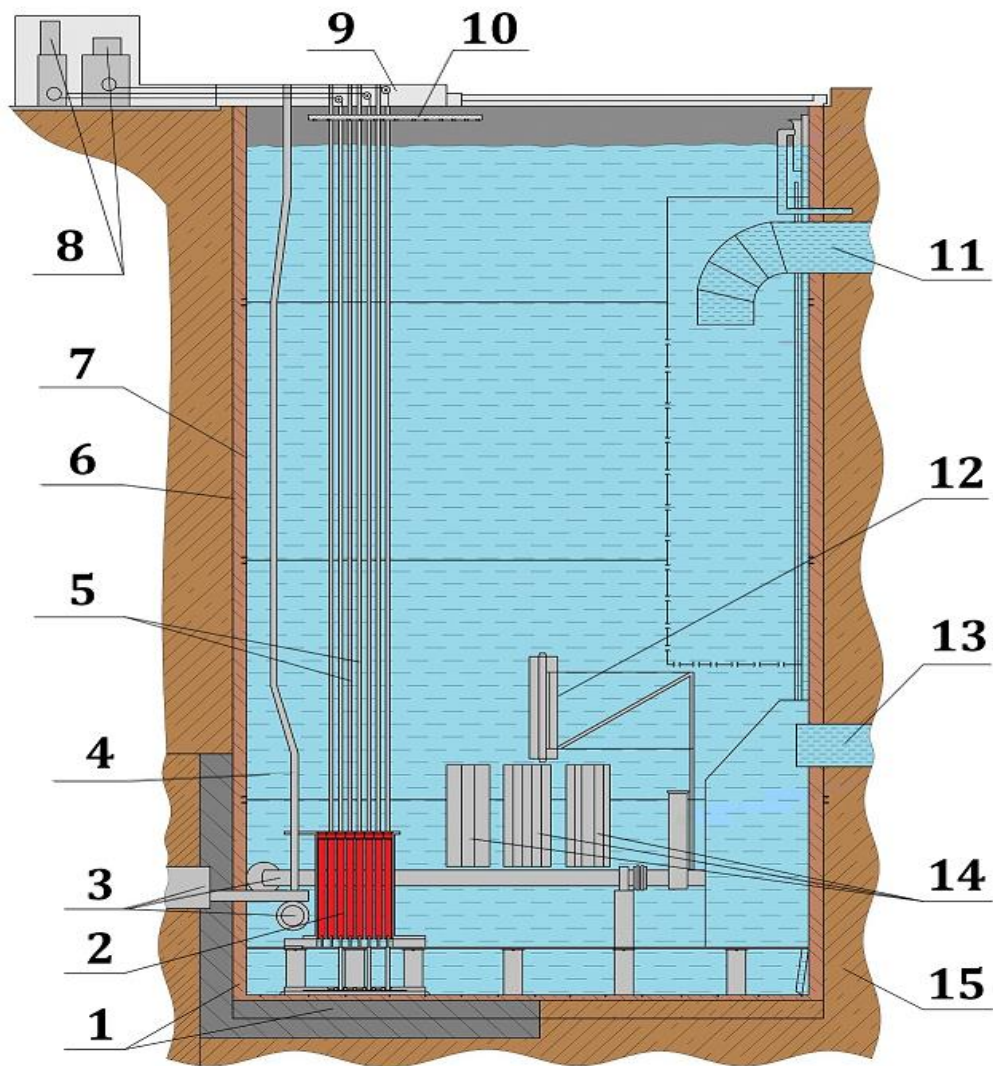


Рисунок 8 - Продольный разрез реактора ИРТ-Т: 1 — тепловая защита; 2 — обечайка; 3 — горизонтальные экспериментальные каналы; 4 — вертикальные экспериментальные каналы; 5 — каналы приводов стержней регулирования; 6 — старый алюминиевый бак; 7 — новый бак из нержавеющей стали; 8 — приводы стержней регулирования; 9 — верхняя площадка; 10 — устройство аварийного охлаждения; 11 — трубопровод подачи воды; 12 — перегрузочное устройство; 13 — всасывающий трубопровод; 14 — временное хранилище ОТВС; 15 — бетон биологической защиты

В районе бокового теплового экрана в слое биологической защиты установлен змеевик охлаждения, подключенный к автономному насосу охлаждения биологической защиты. Объемное изображение активной зоны в разрезе представлено трехмерном изображении ниже (Рисунок 9). Активная

зона исследовательского реактора ИРТ-Т размещена в корпусе прямоугольного сечения, изготовленном из реакторного алюминиевого сплава АД-1, обладающего высокими антикоррозионными свойствами. Конструктивные материалы обеспечивают надёжность и долговечность эксплуатации в условиях воздействия ионизирующего излучения и теплоносителя.

Верхняя часть корпуса, включая опорную дистанционирующую решётку, закреплена на стальном фланце толщиной 29 мм. Этот фланец приварен к листам встроенной задерживающей ёмкости и опирается на шесть вертикальных стоек, выполненных из стальных труб диаметром 108 мм.

Нижние концы стоек соединены сваркой с опорной плитой из стали толщиной 30 мм, жёстко зафиксированной на дне реакторного бака. К верхней части этой плиты приварена нижняя решётка каналов системы управления и защиты (СУЗ), также толщиной 30 мм. Данная конструкция обеспечивает надёжную защиту бетонного основания под дном бака от радиационного нагрева.

Для исключения электрохимической коррозии в местах контакта алюминиевых и стальных элементов применяются титановые прокладки, предотвращающие образование гальванических пар.

Корпус активной зоны реактора ИРТ-Т содержит 56 ячеек, предназначенных для размещения тепловыделяющих сборок (ТВС), бериллиевых блоков отражателя, блоков ловушек нейтронов и вытеснителей. Указанные элементы устанавливаются на опорную дистанционирующую решетку. Верхнее дистанционирование ТВС, бериллиевых блоков и вытеснителей обеспечивается специальными выступами на их верхних наконечниках, а нижнее — фиксацией через прорези в нижних наконечниках на дистанционирующей решетке.

Активная зона реактора ИРТ-Т формируется с использованием тепловыделяющих сборок (ТВС) типа ИРТ-3М. Эти сборки характеризуются

короткой длиной пробега нейтронов и высоким коэффициентом размножения, что позволяет оптимизировать нейтронно-физические характеристики реактора.

Компактная конфигурация активной зоны способствует значительной утечке нейтронов в область отражателя, тем самым повышая эффективность использования нейтронного потока при выполнении экспериментальных исследований.

Максимально предусмотренное число ячеек в активной зоне составляет 56, однако в штатной конфигурации используется 20 ТВС: 12 стандартных восьмитрубных и 8 шеститрубных сборок. Последние дополнительно оснащаются стержнями системы управления и защиты (СУЗ), обеспечивая надёжное регулирование и безопасность работы реактора.

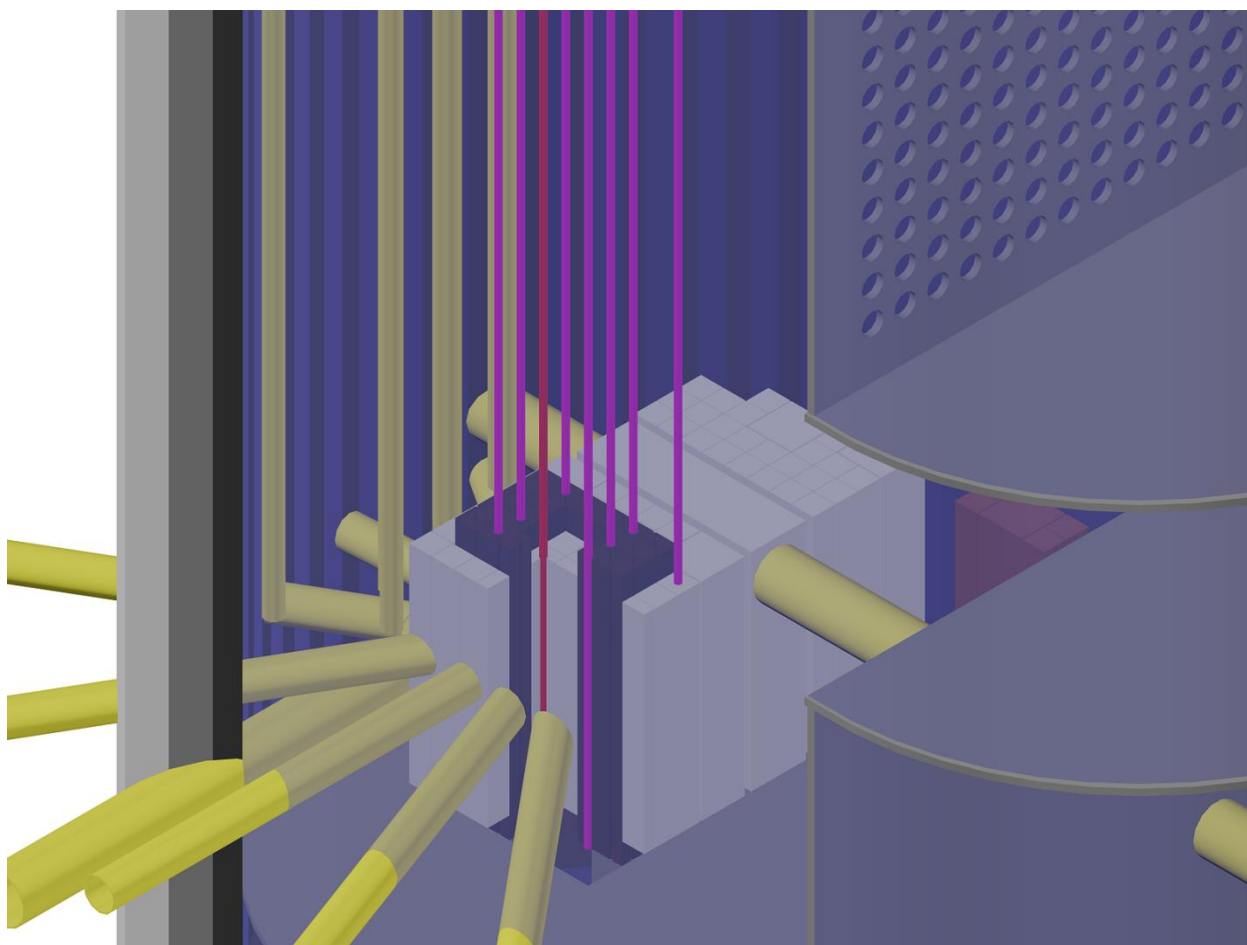


Рисунок 9 - Трехмерное изображение активной зоны, для наглядности передняя четверть удалена

Боковой отражатель активной зоны реактора формируется из 30 бериллиевых блоков, изготовленных из материала с плотностью $1,84 \text{ г/см}^3$, содержащего 97,8 % бериллия. Блоки установлены симметрично по высоте активной зоны.

Бериллиевые блоки, расположенные в непосредственной близости от активной зоны реактора, имеют размеры $69 \times 69 \times 660 \text{ мм}$. В правой части конструкции, в угловых позициях, размещены два укрупнённых бериллиевых блока размером $138,5 \times 138,5 \times 660 \text{ мм}$. Эти блоки оснащены цилиндрическими пробками диаметрами 96 мм и 44 мм, соответственно, что обеспечивает возможность установки дополнительных экспериментальных каналов.

Через два ряда бериллиевого отражателя, ограничивающих активную зону с правой стороны, расположен специальный бериллиевый блок, охватывающий один из горизонтальных экспериментальных каналов — ГЭК-4. На этом канале смонтирована установка нейтронно-трансмутационного легирования кремния⁴⁵.

В отражателе используются как цельные бериллиевые блоки, так и блоки с центральными отверстиями диаметром 48 мм, внутри которых размещены бериллиевые пробки диаметром 44 мм. Масса одного сплошного бериллиевого блока составляет 5,7 кг.

Все поглощающие стержни выполнены в виде стержней из карбида бора (плотностью $1,813 \text{ г/см}^3$) с оболочкой из нержавеющей стали диаметром 23 мм и толщиной 0,7 мм. Поглощающая часть имеет диаметр 21,2 мм, длину $600,0 \pm 1,5 \text{ мм}$ и содержит $383,9 \pm 2,0 \text{ г}$ карбида бора естественного обогащения. Снизу к поглощающему стержню крепится концевой вытеснитель, изготовленный из сплава САВ-1. Крепление осуществляется с помощью детали из нержавеющей стали 12Х18Н9Т длиной 18 мм и

⁴⁵ Варлачёв В. А. Исследовательский реактор ИРТ-Т и его использование в фундаментальных и прикладных исследованиях //Радиоактивность и радиоактивные элементы в среде обитания человека: материалы V Международной конференции, 13-16 сентября 2016 г., г. Томск. —Томск, 2016. – С. 143-147.

плотностью 7,9 г/см³. Длина алюминиевой части концевой вытеснителя 457 мм, диаметр 23 мм.

На картограмме (Рисунок 10) приведена топливная компоновка активной зоны реактора ИРТ-Т и первые слои бериллиевого отражателя.

Реактор работает, как правило, сто часовыми циклами с остановкой на выходные дни⁴⁶. Планово-предупредительные ремонты оборудования проводятся ежеквартально⁴⁷. Эффективное годовое время работы на номинальном уровне мощности 6 МВт составляет ~3600 часов. При этом средняя энерговыработка за год составляет 900 МВт·сут.

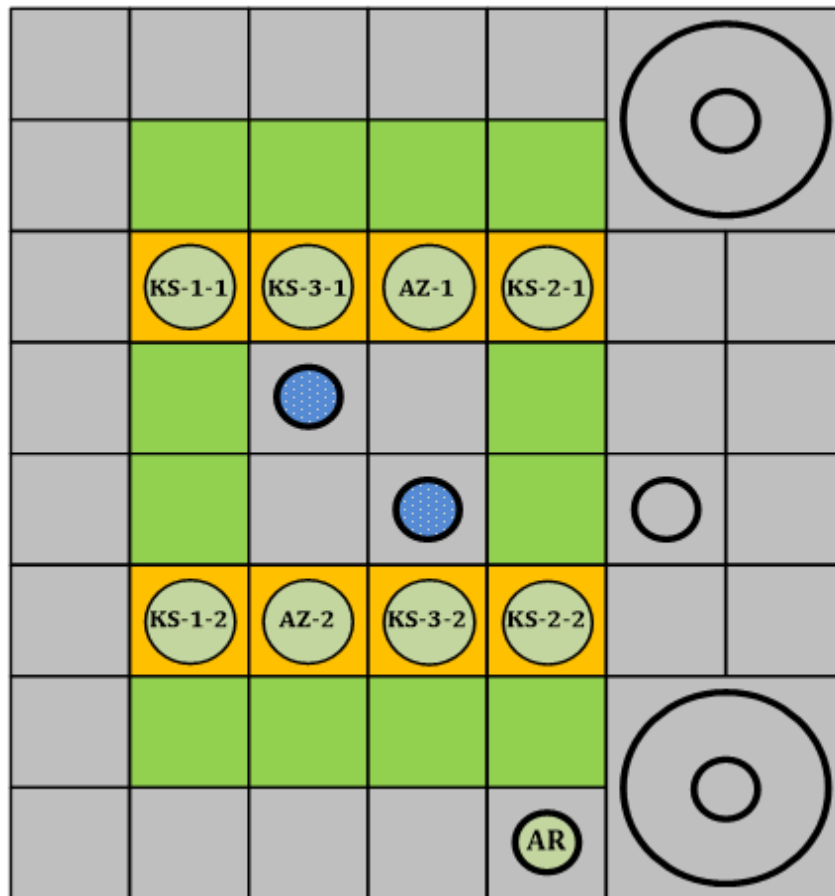


Рисунок 10 - Картограмма активной зоны реактора ИРТ-Т: AR — стержень автоматического регулирования; AZ — стержни аварийной защиты; KS-i-j — j-й стержень i-ой компенсирующей группы

⁴⁶ Инструкция по эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т, №18.13/27. Томск, 2019. 66 с.

⁴⁷ Технологический регламент эксплуатации реактора ИРТ-Т, № 18.13/2. Томск, 2019. 74с.

2.3. Нейтронно-физические характеристики активной зоны реактора ИРТ-Т

Использование тепловыделяющих сборок типа ИРТ-3М, характеризующихся малой длиной диффузии нейтронов, определяет нейтронно-физическую схему реактора. В сочетании с бериллиевым отражателем, обладающим высокими отражающими свойствами, такая конфигурация обеспечивает эффективное замыкание нейтронного потока, оптимизирует распределение плотности нейтронов в активной зоне и способствует устойчивому функционированию реакторной установки.

При проектировании активной зоны, отражателя, элементов системы управления и защиты (СУЗ), а также других конструктивных узлов реактора, применяются материалы с подтвержденной эксплуатационной надежностью, широко используемые в исследовательском реакторостроении. Эти материалы обладают хорошо изученными физико-химическими и механическими свойствами, в том числе в условиях длительного воздействия нейтронного и гамма-излучения. К их числу относятся металлокерамика, металлический бериллий, нержавеющая сталь и алюминиевые сплавы.

Объем активной зоны 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 $2,1 \cdot 10^{14}$ 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. Активная зона обладает высокими размножающими свойствами ($k_{\infty} \approx 1,75$). Критическая загрузка состоит из 11 ТВС с критической массой 3,01 кг⁴⁸.

⁴⁸ Отчет по обоснованию безопасности исследовательского реактора ИРТ-Т, №18.13/3. Редакция 2, Том 1. Томск, 2021. 179 с.

Средний запас реактивности составляет 10,3 %, суммарная эффективность органов аварийной защиты 4,5 %, компенсирующих и автоматического регулирования – 13,3 %.

Эффективная доля запаздывающих нейтронов составляет 0,77 %.

2.4. Теплогидравлические характеристики активной зоны реактора ИРТ-Т

Проектное значение температуры воды на входе в активную зону составляет 45 °С, эксплуатационные параметры температуры зависят от времени года и количества задействованных вентиляторов градирни, и находятся в диапазоне 32–42°С. Расход воды первого контура – 700 м³/час при включенных двух циркуляционных насосах, 900 м³/час при трех, решение о запуске третьего насоса принимает начальник смены в зависимости от температуры наружного воздуха и гидравлического сопротивления теплообменников. Перепад давления на активной зоне 35 кПа, средняя скорость движения теплоносителя – 2,88 м/с, подогрев воды – 10 °С, максимальная расчетная температура поверхности твэла – 91 °С.

Средний расчетный температурный коэффициент реактивности (см. Рисунок 11) отрицательный и равен $\sim 0,011 \beta_{эфф}/^{\circ}\text{C}^{49}$.

⁴⁹ Лебедев И.И. Теплофизические характеристики активной зоны реактора ИРТ-Т с высокообогащенным топливом : выпускная квалификационная работа / И.И. Лебедев ; Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ), Физико-технический институт (ФТИ), Кафедра физико-энергетических установок (№21) (ФЭУ) ; науч. рук. А. Г. Наймушин. — Томск, 2014.

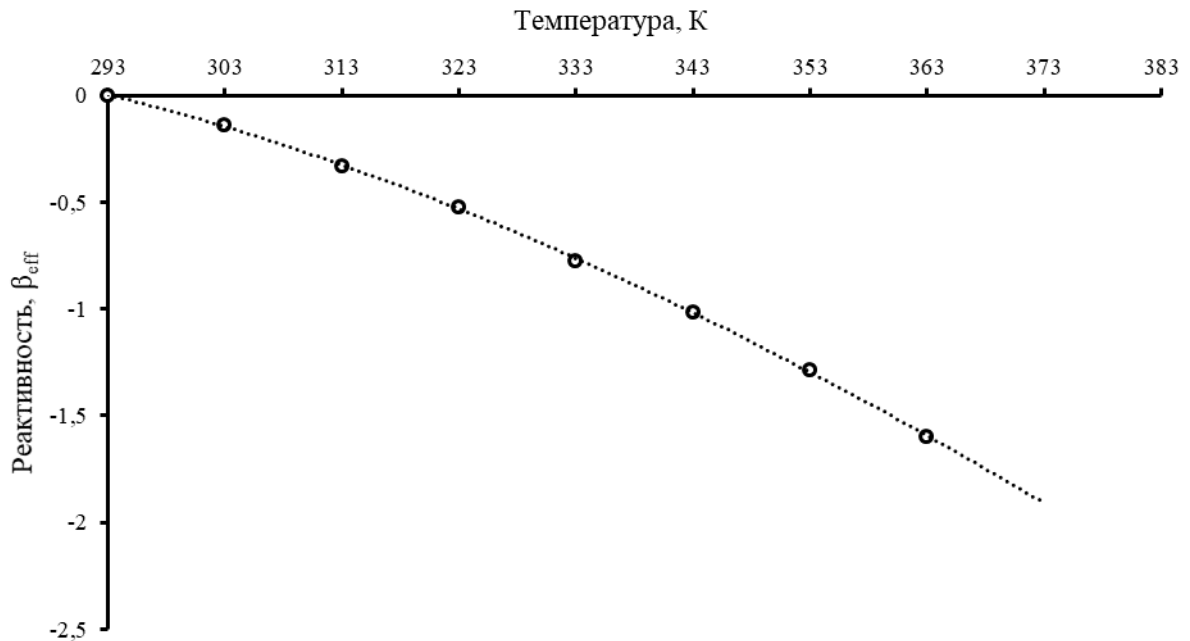


Рисунок 11 - Температурный коэффициент реактивности

Проведенный в 2019 году эксперимент показал близкое к расчетному значение – $0,012 \beta_{эфф}/^{\circ}\text{C}^{50}$.

2.5. Описание экспериментальных каналов установки

Исследовательский реактор ИРТ-Т оборудован десятью горизонтальными экспериментальными каналами (ГЭК), предназначенными для вывода нейтронных пучков и сопутствующего гамма-излучения (Рисунок 12). Восемь из них имеют радиальное расположение относительно активной зоны и внутренний диаметр 100 мм; все они размещены на уровне её геометрического центра, что обеспечивает симметричное распределение потоков излучения.

Два оставшихся канала — ГЭК-1 и ГЭК-4 — ориентированы касательно к активной зоне и имеют увеличенный внутренний диаметр 150 мм, что расширяет возможности их использования для проведения интенсивных нейтронных экспериментов и технологических процессов, таких как нейтронно-трансмутационное легирование.

⁵⁰ Методика градуировки каналов контроля плотности потока нейтронов по тепловой мощности, № 18.13/287. Томск, 2019. 2 с.

Горизонтальные экспериментальные каналы диаметром 100 мм изготовлены из нержавеющей стали с толщиной стенки 5 мм; в концевых участках стенка утончена до 2,5 мм для снижения потерь нейтронного потока. Касательные каналы диаметром 150 мм также имеют стенки толщиной 5 мм, однако различаются по материалу и расположению.

Канал ГЭК-1 выполнен из алюминиевого сплава и размещён ниже геометрического центра активной зоны. В отличие от него, канал ГЭК-4 изготовлен из коррозионно-стойкой нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т и расположен выше центра активной зоны. ГЭК-4 оснащён механическим приводом, обеспечивающим как поступательное, так и вращательное перемещение слитка монокристаллического кремния в процессе нейтронно-трансмутационного легирования, что позволяет обеспечить равномерное распределение интегрального флюенса нейтронов по объёму образца.

Все горизонтальные каналы являются «сухими», то есть не содержат теплоносителя и заполнены воздухом, это позволяет создать условия для размещения экспериментального оборудования или облучаемых образцов. Для проведения облучения в интенсивных потоках нейтронов предусмотрена возможность установки до четырех вертикальных каналов диаметром до 48 мм в центральной бериллиевой ловушке.

Для проведения облучений образцов вне активной зоны, в водяном отражателе реактора ИРТ-Т установлены 14 вертикальных экспериментальных каналов (ВЭК), изготовленных из алюминиевого сплава (Рисунок 12). Каналы имеют внутренний диаметр 70 мм или 55 мм при толщине стенки 2 мм, что обеспечивает возможность размещения различного экспериментального оборудования при минимальном поглощении нейтронов конструкционным материалом.

Вдоль правой стороны конструкции отражателя, за пределами второго ряда стандартных бериллиевых блоков, размещён крупногабаритный бериллиевый блок размером 190×550×648 мм. Внутри этого блока проходят

каналы ГЭК-4 и ГЭК-2, что позволяет эффективно использовать нейтронный поток в данной области для проведения высокоинтенсивных исследований и технологических процессов. Поскольку верхние и нижние концевые детали ТВС типа ИРТ-3М для шести- и восьмитрубного вариант идентичны, существует возможность заменить одну из восьмитрубных сборок на шеститрубную. Внутри шеститрубной ТВС возможна установка либо алюминиевого вытеснителя, либо стержня управления и защиты, либо вертикального экспериментального канала с внешним диаметром 28 мм.

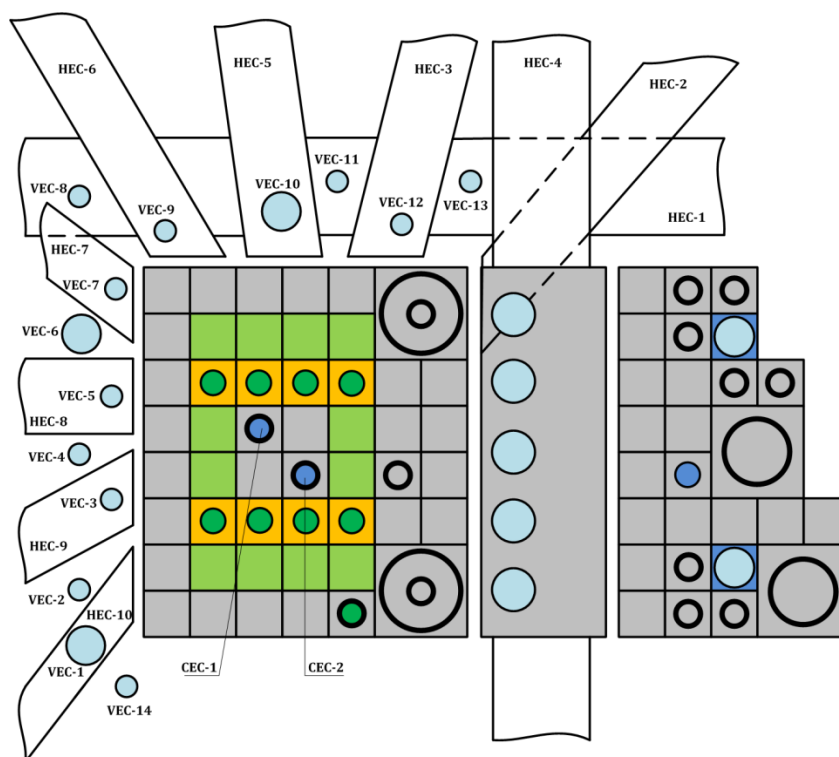


Рисунок 12 - Расположение экспериментальных каналов в реакторе ИРТ-Т:
 НЕС- i — горизонтальный экспериментальный канал (ГЭК) с номером i ; ВЕС- j — вертикальный экспериментальный канал (ВЭК) с номером j ; СЕС- k — центральный экспериментальный канал (ЦЭК) с номером k

Наиболее часто используемыми из всех каналов являются ГЭК-4, на котором осуществляется легирование кремния, и центральные экспериментальные каналы. Максимальные значения плотности потока тепловых и быстрых нейтронов по оси канала ГЭК-4 составляют соответственно:

$$\Phi_{\text{тепл.}}(E_n \leq 0,625 \text{ эВ}) = 1,3 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1},$$

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

Комплекс, предназначенный для облучения образцов с целью производства радиоизотопной продукции медицинского и технического назначения, включает четыре центральных вертикальных канала, размещенных в бериллиевой ловушке. Указанные каналы заполнены водой и изготовлены из алюминиевых труб, имеющих диаметр в диапазоне от 36 до 48 мм. Максимальные значения плотности потока тепловых и быстрых нейтронов по оси центральных вертикальных каналов составляют соответственно:

$$\Phi_{\text{тепл.}}(E_n \leq 0,625 \text{ эВ}) = 2,1 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1},$$

$$\Phi_{\text{быстр.}}(E_n \geq 0,5 \text{ МэВ}) = 1,3 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}.$$

2.6. Экспериментальная установка легирования кремния диаметром до 5 дюймов.

Один из касательных каналов (ГЭК-4) с 1989 года используется для облучения слитков кремния диаметром до 5 дюймов⁵¹ и длиной до 750 мм⁵². На выходе канала в физический зал находится биологическая защита, позволяющая проводить работы в физическом зале во время операций загрузки и выгрузки слитков. (Рисунок 13).

Механическое оборудование установки предназначено для загрузки и перемещения слитков кремния внутри канала к месту облучения, которое расположено напротив активной зоны реактора. Кремниевый слиток размещается в контейнере, выполненном в виде алюминиевой трубы с внутренним рабочим пространством диаметром 129 мм и длиной 750 мм.

⁵¹ Varlachev V.A. et al. Tomsk Complex for Neutron-Transmutation Doping of Silicon // Atomic Energy. – 1995. – No 79. – P. 447.

⁵² Головацкий А. В., Варлачев В. А., Солодовников Е. С. Установка для нейтронного легирования кремния на исследовательском ядерном реакторе ИРТ-Т //Современные техника и технологии: сб. тр. XIX Межд. НТК студентов и аспирантов и молодых ученых. Томск: НИТПУ. – 2013. – Т. 3. – С. 12.

После размещения слитка труба герметично закрывается с обоих концов крышками.

Контейнер с образцом доставляется из зоны хранения в область биологической защиты с использованием специальной тележки. Далее, посредством перегрузочного устройства, контейнер устанавливается на штангу, которая выполняет функцию рабочего органа для перемещения и точной доставки облучаемого образца в зону облучения.

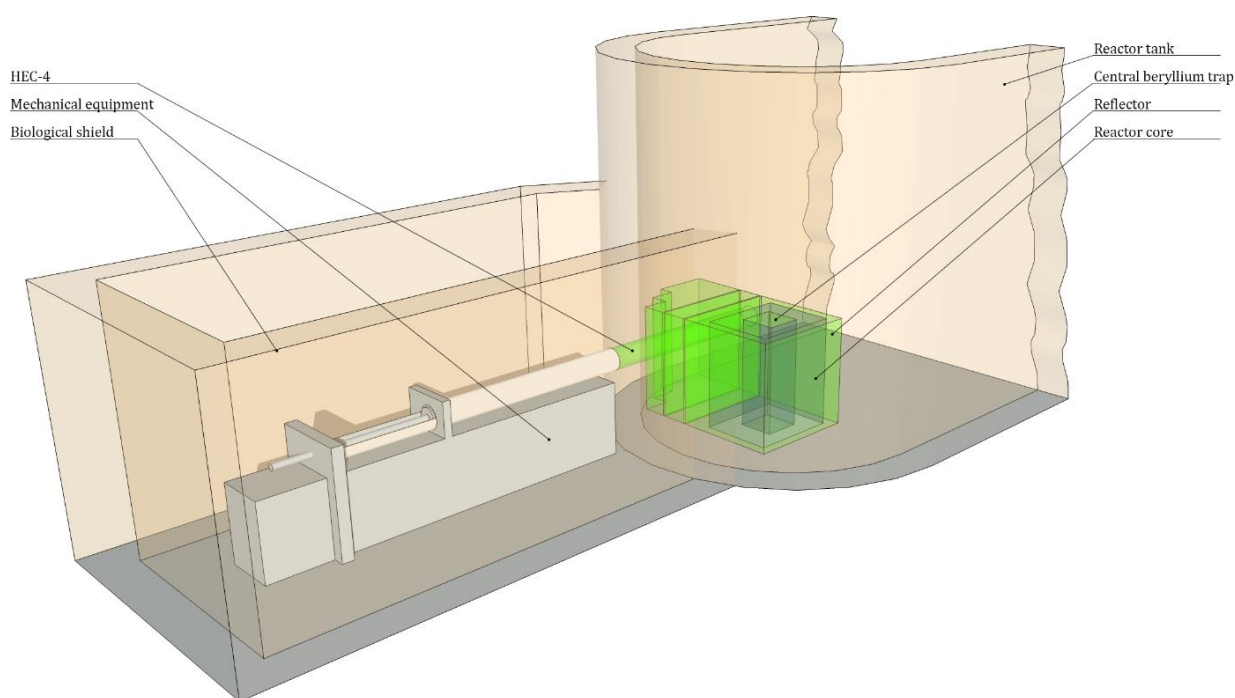


Рисунок 13 - Трехмерная модель существующей установки легирования кремния

Для выравнивания электрофизических параметров облучения по длине слитка, применяется горизонтальное перемещение («сканирование») контейнеров с кремнием вдоль активной зоны. Однородность параметров по диаметру слитка обеспечивается вращением контейнера по продольной оси. Параметры облучения: накопленный флюенс, скорость движения и положение слитков кремния в экспериментальном канале ГЭК-4 контролируется автоматической телеметрической системой.

Сигналы с концевых выключателей, датчиков продольного и вращательного движения, подачи теплоносителя (воздуха) обрабатываются

и передаются на параллельную вычислительную станцию, где обрабатываются в автоматическом режиме и выводятся на мониторы отображения в реальном времени. В зависимости от заданных параметров облучения, станция подает управляющие сигналы на приводные двигатели.

Схема комплекса устройств для легирования кремния представлена ниже (Рисунок 14)⁵³.

Разработанные алгоритмы облучения позволили добиться однородности распределения электрических характеристик по объему слитка более 95 %. Производительность существующей установки более 5 тонн в год, при достижении номинала удельного электрического сопротивления 60 Ом·см.

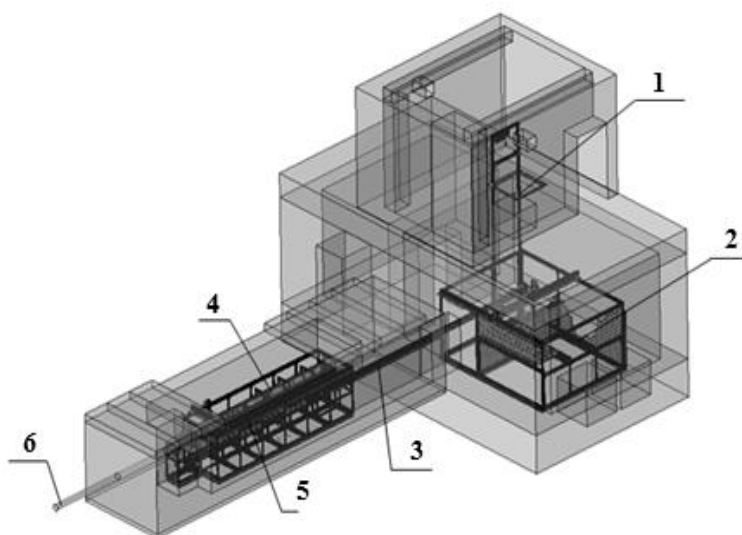


Рисунок 14 - Блок-схема комплекса установок и устройств НТЛ-кремния: 1 – подъемник; 2 – временный склад; 3 – транспортное устройство; 4 – облучательное устройство; 5 – перегрузочное устройство; 6 – горизонтальный канал

Комплекс оборудования для ядерного легирования кремния, функционирующий в настоящее время в Томском политехническом университете (ТПУ), включает участок химической обработки,

⁵³ Варлачев В.А., и др. Оперативный контроль плотности потока тепловых нейтронов в технологии НТЛ кремния // Известия вузов. Физика. – 2013. – Т. 56. – № 11/2. – С. 75-79.

предназначенный для подготовки и дезактивации слитков кремния, а также специализированные установки для измерения времени жизни неосновных носителей заряда, удельного электрического сопротивления (УЭС), типа проводимости, и печь для проведения отжига. Кроме того, имеется возможность интеграции автоматического струнного станка, предназначенного для резки кремниевых слитков на пластины.

В состав комплекса входит следующее оборудование:

1. Автоматизированный комплекс облучения слитков кремния, 2011 года выпуска, разработка и конструирование осуществлено Томским политехническим университетом⁵⁴.
2. Установки для измерения удельного электросопротивления четырехзондовым методом ВИК-УЭС, 2020 года выпуска. Фирма-изготовитель: ООО «РИИС».
3. Установка измерения времени жизни неосновных носителей заряда (ВЖ ННЗ) по спаду фотопроводимости СВЧ методом АПК-ТАУМЕТР, 2020 года выпуска. Фирма-изготовитель: ООО «РИИС»⁵⁵.
4. Печь отжига (Трубчатая печь RS 170/1500/11S с системой подачи газа), 2015 года выпуска. Фирма-изготовитель: ООО «ТК Миллаб».
5. Ультразвуковая ванна «Град 250-2x1100», 2014 года выпуска. Фирма-изготовитель: ООО «Град-Технолоджи».

Выводы по разделу

Реактор ИРТ-Т, обладающий мощностью 6 МВт и плотностью потока тепловых нейтронов до $2,1 \cdot 10^{14}$ н/см²·с, является перспективной платформой для НТЛ. Существующая установка на канале ГЭК-4 позволяет легировать слитки диаметром до 125 мм, используя метод сканирования. Однако её

⁵⁴ Модернизация экспериментальных установок научно-образовательного комплекса ядерного реактора ИРТ-Т для проведения научно-технических исследований, соответствующих уровню ведущих национальных и мировых исследовательских центров : Заключительный отчет о выполненных на этапе работах по проекту. № гос. регистрации 114092940004. Томск, 2015. 77 с.

⁵⁵ Поддержка и развитие крупной уникальной научной установки Исследовательский реактор типовой – Томский (ИРТ-Т рег. 06-13). Заключительный отчет о выполненных на этапе работах по проекту. № гос. регистрации (ЦИТиС) АААА-А19-119111590012-1. Инв. № 18.13/64-2020. Томск, 2020. 86 с.

производительность и максимальный диаметр ограничены геометрией горизонтального канала и спектром нейтронов. Теплогидравлические и нейтронно-физические характеристики реактора, включая использование бериллиевого отражателя, создают базу для модернизации. Для увеличения диаметра облучаемых слитков до 200 мм выявлена необходимость создания вертикального канала с оптимизированным замедлением и фильтрацией нейтронов. Таким образом, главной задачей исследования становится исследование ядерно-физических характеристик нейтронных полей в баке реактора, поиск возможного места размещения нового экспериментального устройства, формирование нейтронного поля с требуемыми характеристиками в области облучения слитков кремния диаметром более 200мм, проектирование и создание автоматизированной установки легирования таких слитков.

3. Разработка математической модели (цифрового двойника) облучательной установки

Для нахождения оптимального места установки вертикального облучательного устройства легирования слитков кремния, необходимо получить детальную информацию о распределении нейтронных полей и их ядерно-физических характеристиках в объеме внутрибакового пространства реактора.

Существует два подхода к определению параметров нейтронных полей: экспериментальный и расчетный. Очевидно, что проведение прямого измерения параметров, является наиболее достоверным. Точность проводимых исследований ограничивается погрешностью прибора и точностью его геометрического размещения. При этом, применение этого метода может носить лишь ограниченный характер. Первым фактором, ограничивающим использование экспериментальных методов, является непостоянность параметров нейтронного поля — реактор является динамической системой, работающей в нестационарном режиме. Вторым ограничением является фактор времени и финансовых затрат — проведение подробных исследований займет несколько месяцев.

По этой причине сегодня применяется метод компьютерного моделирования, с последующей верификацией результатов. Побочным эффектом, возникающем при компьютерном моделировании, является одновременное создание цифрового двойника – программного аналога физического объекта, позволяющего анализировать внутренние процессы, технологические параметры и поведение системы в ретроспективном и перспективном режиме.

Расчетная модель реактора ИРТ-Т реализована в виде кода к программному средству MCU-PTR с библиотекой констант MDBPT50, разработанного специально для проведения нейтронно-физических расчетов

исследовательских реакторов бассейнового типа с водяным теплоносителем и замедлителем методом Монте-Карло.

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

3.1. Математические основы метода Монте-Карло

Суть метода заключается в численном решении математических задач путем моделирования случайных величин⁵⁶. Данный метод часто именуют также методом случайных испытаний, поскольку расчеты по методу Монте-Карло основываются на случайной выборке из генеральной совокупности в соответствии с заданными вероятностными законами⁵⁷. В отличие от детерминированных методов, основанных на решении уравнения переноса Больцмана с использованием ряда аппроксимаций (в том числе пренебрежения влиянием распределения нейтронов по скоростям на распределение ядер вещества, а также игнорирования нейтрон-нейтронных взаимодействий из-за крайне низкой плотности нейтронного газа по сравнению с плотностью среды), метод Монте-Карло реализует стохастическое моделирование нейтронного потока. Он основан на статистическом воспроизведении большого числа индивидуальных «историй» для каждого нейтрона, что позволяет более точно учитывать сложные геометрические и физические эффекты без необходимости использования грубых упрощений⁵⁸.

⁵⁶ Соболев И.М. Метод Монте-Карло: лекции по математике / И.М. Соболев. — М.: Наука, 1968.

⁵⁷ Дайнекин Ю.В., А.В. Хадкевич, К.В. Юшцин. Математическое моделирование ядерного реактора: учебное пособие / Ю.В. Дайнекин, А.В. Хадкевич, К.В. Юшцин. – Томск: Издательство Томского политехнического университета, 2008. – 100 с.

⁵⁸ Valtavirta V. Development and application of multi-physics capabilities in a continuous energy Monte Carlo neutron transport code : Aalto University publication series DOCTORAL DISSERTATIONS 66/2017. // School of Science. Helsinki, Finland. – 2017. 84 p.

Классическая упрощенная форма транспортного уравнения переноса нейтронов имеет вид⁵⁹:

$$\frac{\partial N}{\partial t} + v\Omega \cdot \nabla N + \sigma v N = \iint \sigma' f v' N' d\Omega' dE' + Q \quad (1)$$

где $N \equiv N(r, \Omega, E, t)$ – ожидаемое число частиц в точке $r(x, y, z)$ с направлением движения Ω , энергией E в момент времени t , $N' \equiv N(r, \Omega', E', t)$ – аналогичное ожидаемое число вторичных частиц, r – вектор положения частицы, Ω – единичный вектор в направлении движения частицы, E – энергия нейтронов, $\sigma \equiv \sigma(r, E)$ – полное сечение взаимодействия нейтронов с ядрами, $Q \equiv Q(r, \Omega, E, t)$ – плотность источников нейтронов, $v \equiv v(r, E)$ – среднее число нейтронов деления, появившееся в точке r , вызванных нейтроном с энергией E , $f(r, \Omega', E' \rightarrow \Omega, E)$ – вероятность того, что нейтрон с направлением Ω' и энергией E' испытает столкновение в точке r в результате которого появится нейтрон с направлением Ω и энергией E .

Очевидно, что строгое решение даже упрощенной формы уравнения переноса получается чрезвычайно громоздким, даже для простых гомогенных размножающих систем, и абсолютно неприменимо к сложным неоднородным объектам.

В применении к решению задач переноса нейтронов, метод Монте-Карло позволяет заменить сложный стохастический процесс прохождения частиц в веществе, на ограниченный ряд элементарных случайных событий:

1. Рождение нейтрона из источника нейтронов с начальной позицией $\vec{r}_0$ и скоростью $\vec{v}_0 = v_0 \Omega_0$.
2. Длина пути до первого взаимодействия: s – зависит от макроскопических сечений взаимодействия нейтронов с веществом.
3. Перемещение к месту взаимодействия.
4. Выбор взаимодействия: поглощение или рассеяние – зависит от микроскопических сечений, при этом необходимо отметить, что с

⁵⁹ Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1974 // Калашников М.В., Стрелков А.В., РЗ-92-1. – С. 261.

точки зрения истории нейтрона, реакция деления эквивалентна реакции поглощения, но в случае деления образуется новый источник нейтронов с детерминированными параметрами.

5. Моделирование реакции.

6. В случае, если выбранной реакцией было поглощение, история заканчивается и начинается моделирование следующей. В противном случае, следует переход к пункту 2, с новыми рассчитанными значениями позиции и скорости.

Статистические показатели такие как скорости реакции, коэффициенты размножения, энергетическое распределение и т.д. собираются непосредственно в процессе моделирования.

Поскольку общее распределение моделируемых частиц рассчитывается статистически, точность метода очевидным образом зависит от количества историй и точности экспериментальных значений микросечений взаимодействия частиц с веществом.

3.2. Описание программного средства MCU-PTR и верифицированной физической модели

Программа MCU-PTR относится к классу реперных (прецизионных) ПС.

Программный комплекс MCU-PTR с библиотекой констант MDBPT50 предназначен для решения следующих задач⁶⁰:

- выполнения прецизионных расчетов нейтронно-физических характеристик исследовательских реакторов типа ИРТ или их фрагментов на основе метода Монте-Карло. При этом учитываются такие факторы, как выгорание топлива, выгорание поглотителя в рабочих органах (РО) системы управления и защиты (СУЗ), отравление бериллиевого отражателя, а также перемещения рабочих органов СУЗ;

⁶⁰ Alekseev N. I. et al. MCU-PTR program for high-precision calculations of pool and tank type research reactors // Atomic energy. – 2011. – Т. 109. – №. 3. – С. 149-156.

- верификации инженерных программ, используемых для физических расчетов исследовательских реакторов.

Расчеты, выполняемые с использованием программы MCU-PTR в сочетании с библиотекой констант MDBPT50, обеспечивают выбор и обоснование безопасности загрузок активной зоны исследовательских реакторов ИРТ-Т и ИРТ МИФИ. В рамках данных расчетов определяются следующие параметры:

- эффективный коэффициент размножения нейтронов;
- запас реактивности;
- интегральная эффективность поглощающих стержней рабочих органов системы управления и защиты (РО СУЗ);
- положение поглощающих стержней РО СУЗ, обеспечивающих критическое состояние реактора;
- подкритичность при взведённых РО аварийной защиты
- скорости ядерных реакций;
- пространственное распределение энерговыделения по активной зоне;
- выгорание топлива в ТВС.

Библиотека MDBPT50 представляет собой расширенную версию библиотеки DLC/MCUDAT-2.2 и была разработана специально для программ серии MCU. Константы подготовлены по той же методике, которую использовали при подготовке библиотеки DLC/MCUDAT-2.2, с оцененными ядерными данными ENDF/B V, -VI, -VII, JENDL-2, -3, JEF-2.2, BROND, CENDL, IRDF, RRDF.

Геометрический модуль MCU-PTR позволяет создавать полномасштабную геометрию конструкций реакторной установки и ее экспериментальных устройств (включая каналы и облучаемые образцы). Динамическое распределение памяти снимает ограничения на размер математической модели реактора. Реализована возможность определения изменения нуклидного состава материалов активной зоны,

конструкционных элементов и экспериментальных образцов, и устройств на протяжении всей кампании. Характеристики выгорающих нуклидов собраны в библиотеке BURN содержащих данные для более чем 1100 нуклидов⁶¹.

При разработке расчетных моделей реакторов ИРТ-Т и ИРТ МИФИ принималось во внимание, что конечная цель этих моделей – расчет давно эксплуатируемого реактора⁶². Из опыта расчетов реакторов ИРТ МИФИ и ИРТ-Т по диффузионной программе TIGRIS (аттестационный паспорт № 213 от 01.03.2006 г.) известно, что существующие неопределенности в исходных данных для расчета, обусловленные погрешностями измерения, особенностями эксплуатации и технологическим допусками, не позволяют добиться снижения расхождения с экспериментом ниже определенного уровня (для диффузионной программы этот уровень погрешности составляет $\pm 1,5\% \Delta k/k$). Основными источниками неопределенностей служат погрешность измерения мощности и неточности в оценке накопления гелия-3 в бериллиевом отражателе⁶³. Поэтому создание прецизионной модели не может обеспечить совпадения с экспериментом лучше уровня, определяемого указанными неопределенностями. Учитывая эти обстоятельства, в разработанных для реакторов ИРТ МИФИ, ИРТ-Т моделях, детальность пространственно-временной дискретизации для расчетов выбиралась по возможности минимальной. Выбор в каждом конкретном случае обосновывали отсутствием существенных различий между результатами расчета с менее и более детальной моделью или отсутствием влияния этих различий на целевые нейтронно-физические характеристики. Например, пространственно-временная дискретизация для расчетов выгорания и

⁶¹ Песня, Ю.Е. Верификация программы MCU-PTR для расчетов нейтронных характеристик реактора ИР-8 / В.А. Насонов, Ю.Е. Песня, Ю.М. Дубовский // Препринт НИЦ «Курчатовский институт» —2012. — ИАЭ-6722/4.— 23 с

⁶² Alferov V. P. et al. Comparative validation of Monte Carlo codes for the conversion of a research reactor //Annals of Nuclear Energy. – 2015. – Т. 77. – С. 273-280.

⁶³ Лебедев И.И. и др. Разработка детальной модели отравления бериллиевого отражателя реактора ИРТ-Т [Электронный ресурс] // VII Школа-конференция молодых atomщиков Сибири : сборник тезисов докладов, 19-21 октября 2016 г., г. Северск / Росатом [и др.]. — Северск: Изд-во СТИ НИЯУ МИФИ, 2016. — С. 129.

энерговыведения выбиралась путем сравнения расчетов с менее детальной моделью от расчетов с более детальной моделью (по самой верифицируемой программе MCU-PTR).

Для проведения расчетов в настоящем исследовании, в качестве референтского состояния зоны была взята загрузка №105 от 04 мая 2016 года. Среднее выгорание топлива по зоне составило 21% по урану-235. Среднее положение стержней групп КС-1 и КС-2 – 28 см, АР – 30 см, КС-3 и АЗ – подняты.

При проведении расчетных исследований учитывалось влияние отравления бериллиевого отражателя ядрами Н-3, Не-3, Li-6⁶⁴, на момент начала кампании, с учетом новых установленных блоков в 2014 году, существенно улучшивших нейтронно-физические характеристики активной зоны⁶⁵.

3.3. Концепция облучательной установки

В силу значительных геометрических размеров создаваемой облучательной установки, включающей сам облучательный канал диаметром около 220-230 мм и необходимостью расположить его в материале замедлителя, единственным возможным способом размещения установки стало вертикальное расположение на периферии активной зоны ядерного реактора.

В нижней части модели активной зоны (Рисунок 15) показана призма, имеющая геометрические размеры 40x40x80 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

⁶⁴ Kulikowska T., Andrzejewski K., Bretscher M. M. H-3 and Li-6 Poisoning of the MARIA Reactor Beryllium Matrix. – IAEA-OINTEA, 1998.

⁶⁵ Лебедев И.И. и др. Разработка детальной модели отравления бериллиевого отражателя реактора ИРТ-Т [Электронный ресурс] // VII Школа-конференция молодых atomщиков Сибири : сборник тезисов докладов, 19-21 октября 2016 г., г. Северск / Росатом [и др.]. — Северск: Изд-во СТИ НИЯУ МИФИ, 2016. — С. 129.

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. Таким образом, оптимальное место для нового вертикального канала было выбрано на пустующем пространстве бака реактора, где максимальная плотность потока тепловых нейтронов составляет $1,49 \cdot 10^{13}$ н/см²·с.

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

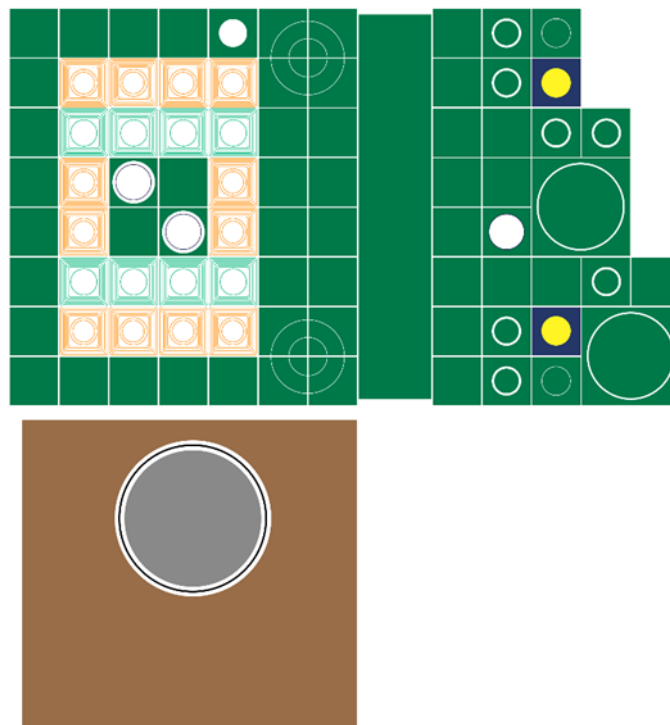


Рисунок 15 - Модель активной зоны реактора ИРТ-Т с дополнительным вертикальным каналом

3.4. Обоснование достоверности нейтронно-физических процессов в экспериментальных каналах

Несмотря на то, что нейтронно-физическая модель верифицирована и аттестована⁶⁶ для использования в реакторах ИРТ-Т и ИРТ-МИФИ, в верификационном отчете⁶⁷ не указаны допустимы погрешности при расчете скоростей реакций в экспериментальных каналах.

Для проверки работоспособности модели были проведены расчеты распределений плотностей потоков тепловых нейтронов в экспериментальном канале ГЭК-4, в котором были проведены экспериментальные исследования⁶⁸ нейтронных полей⁶⁹. Для расчета была составлена модель активной зоны, соответствующая кампании реактора №89 от 05 декабря 2011 года, и проведены расчеты плотности потока нейтронов по длине горизонтального канала. Канал был разделен на 11 частей, соответствующих числу детекторов, размещенных внутри ГЭК-4, центр каждой регистрационной зоны совпадал с расположением детектора. Результаты сравнения экспериментальных и расчетных данных представлены на графике распределения плотности потока (Рисунок 16).

⁶⁶ Аттестационный паспорт программного средства. Рег. Номер 393, от 14.07.2016 // Экспертный совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре : Москва. 2016 г. – 7 стр.

⁶⁷ 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.

⁶⁸ Ярына В. П. Методика измерений характеристик полей тепловых и надтепловых нейтронов с помощью активационных детекторов // Метрология нейтронных измерений на ядерно-физических установках: материалы I Всесоюзной школы в 2-х т. Рига, 1976. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1976. – Т. 1. – С. 17–34

⁶⁹ Варлачев В. А., Зенков А. Г., Солодовников Е. С. Опыт эксплуатации комплекса нейтронно-трансмутационного легирования кремния // Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии: труды Международной научно-технической конференции. – Димитровград, 25–29 июня 2001. – Сборник докладов. – Т. 3. – часть 1. – С. 173–186

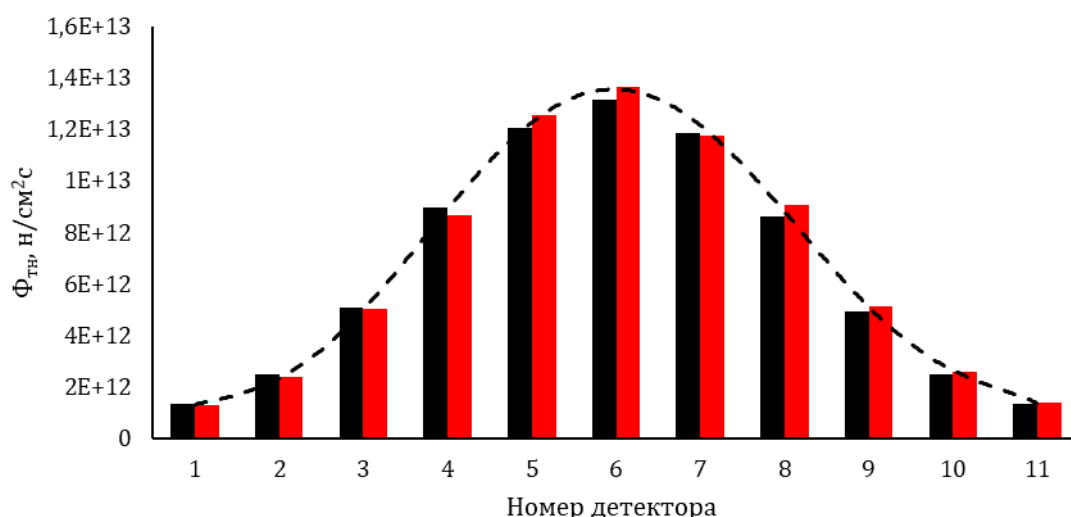


Рисунок 16 - Распределение плотности потока тепловых нейтронов по длине канала, красные столбцы – измеренные данные, черные – расчетные

Такой же расчетный эксперимент был проведен для плотности потока быстрых нейтронов (с энергиями более 3 МэВ), и с распределениями по радиусу канала.

Анализ полученных результатов показывает сходимость расчетных и экспериментальных данных с погрешностью не более 5 %. Погрешность не имеет систематического характера и вызвана, по всей видимости, погрешностью измерений, и неучтенными в модели геометрическими особенностями экспериментального устройства⁷⁰.

В целом, с учетом погрешности расчета скоростей реакции в 2 % и при условии доверительной вероятности при выполнении эксперимента равного 95 % можно сделать вывод о том, что общая погрешность расчета плотности потока тепловых нейтронов не превысит 10 %⁷¹, что согласуется с

⁷⁰ Щуровская М. В., Алферов В. П. Расчет и эксперимент при определении эксплуатационных характеристик исследовательского реактора. — Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – №. 4. с. 254-262.

⁷¹ Васильев Р. Д., Григорьев Е. И., Ярына В. П. Методики расчета погрешностей // Метрология нейтронных измерений на ядерно-физических установках: материалы I Всесоюзной школы в 2-х т. Рига, 1976. – М.: ЦНИИатоминформ, 1976. – Т. 1. – С. 11-17.

результатами моделирования экспериментальных каналов на реакторе ИР-8⁷².

3.5. Методика проведения расчетных исследований нейтронного поля в новом экспериментальном канале

Элементарные частицы, проходя через какую-либо среду, взаимодействуют со встречающимися на их пути атомами и молекулами вещества, отдавая им свою энергию. Энергия может передаваться различными путями.

В общем случае взаимодействие излучения с веществом сводится к следующим основным процессам:

Упругие столкновения элементарных частиц, из которых состоит излучение, с атомами вещества. Этот процесс имеет особенно большое значение для твердых веществ, в частности кремния, так как в ряде случаев он приводит к искажению кристаллической решетки, что сказывается на свойствах вещества. Упругие столкновения могут привести к эффектам двойного рода, в зависимости от величины энергии E_a , приобретаемой неподвижным атомом при его упругом соударении, если эта энергия выше, чем величина энергии необходимая для адиабатического передвижения атома с его нормального места в межузельное пространство (E_d), то в этом случае образуется, так называемая, пара Френкеля состоящая из атома отдачи (внедрения) и вакансии. Если $E_a < E_d$, то столкновение приводит к ионизации атома или переходу его в возбужденное состояние.

При этом каждый атом отдачи действует подобно облучающей частице, образуя пары Френкеля, которые вызывают искажения кристаллической решетки твердого вещества. Поскольку основным эффектом, который оказывает влияние на свойства твердых веществ при упругом столкновениях, является, именно, эффект смещения, то, обычно, упругие столкновения

⁷² Насонов В. А., Песня Ю. Е. Математическое моделирование и расчетное обеспечение условий облучения конструкционных материалов в ампульных устройствах ИР-8 с помощью программы MCU-PTR — Атомная энергия. – 2014. – Т. 117. – №. 1. – С. 26-29.

ассоциируют с этим эффектом. Поэтому при дальнейшем изложении под упругими столкновениями будут подразумеваться лишь те, которые приводят к смещению атомов.

Неупругие столкновения элементарных частиц, например, нейтронов, с ядрами атомов, приводящие к образованию новых веществ. Нейтроны, проникая довольно глубоко изменяют природу соударяющихся частиц. Происходят ядерные реакции типа (n, α) , (n, p) , (n, γ) , $(n, 2n)$ и т.д., и наблюдается деление тяжелых ядер. Это вызывает эффекты объемного характера.

3.5.1. Особенности взаимодействия нейтронного излучения с ядрами монокристаллического кремния

Изотопный состав монокристаллического кремния, в большинстве случаев соответствует природному: Si-28 – 92,23 %, Si-29 – 4,67 %, Si-30 – 3,10 %.

Природные изотопы кремния во взаимодействии с нейтронным излучением весьма схожи, и имеют незначительное сечение реакций взаимодействия⁷³. Основными реакциями взаимодействия с нейтронным излучением являются реакции рассеяния и радиационного захвата. Поскольку сущность метода нейтронно-трансмутационного легирования состоит в преобразовании атомов исходного вещества в атомы легирующей примеси, целевой реакцией является реакция захвата нейтрона. Влияние реакции рассеяния на свойства монокристаллического кремния будет рассмотрено далее. Графики зависимости микроскопического сечения реакции радиационного захвата природных изотопов кремния приведены на графике зависимости сечений от энергии нейтрона (Рисунок 17).

⁷³ Mughabghab S. F. Atlas of Neutron Resonances: Resonance Parameters and Thermal Cross Sections. Z= 1-100. – Elsevier, 2006.

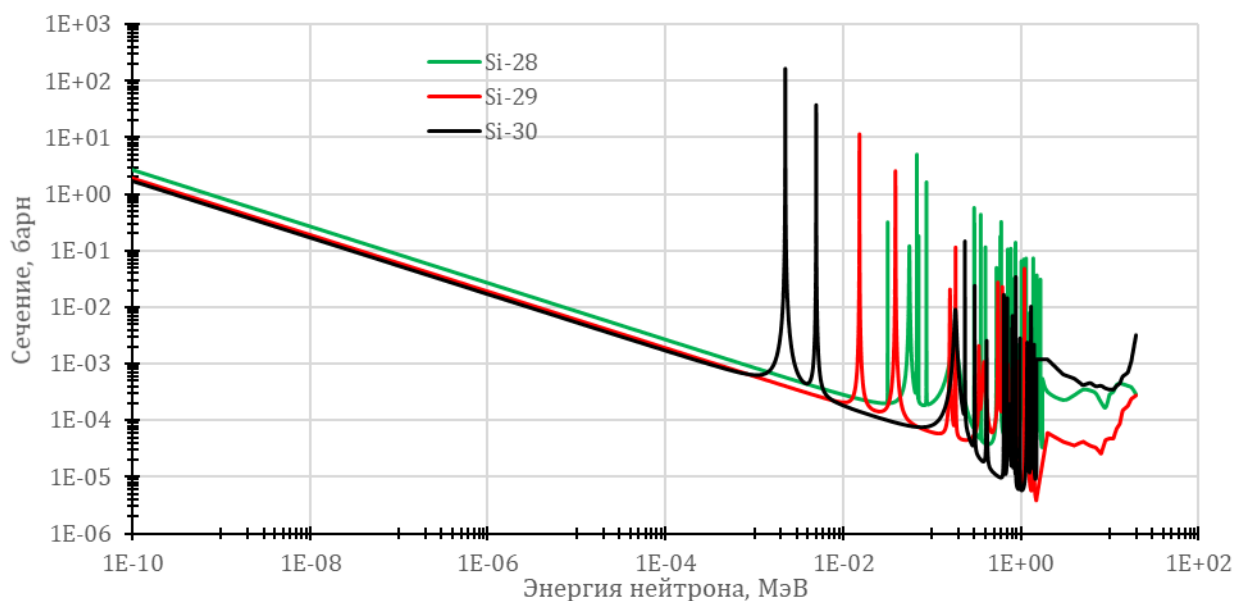


Рисунок 17 - Зависимость микроскопического сечения радиационного захвата кремния от энергии нейтрона (ENDF-VII.b⁷⁴)

Из приведенного графика видно, что сечение радиационного захвата относительно невелико для всех изотопов кремния, однако имеются достаточно значительные резонансы в областях от 1 кэВ до 1 МэВ.

В случае применения исходного сырья, содержащего природный изотопный состав, 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

⁷⁴ Cross Section Evaluation Working Group et al. Evaluated Nuclear Data File (ENDF) Database Version of February 09, 2004.

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 Р-31 на каждые $10^{18} \frac{\text{нейтрон}}{\text{см}^2}$ флюенса тепловых нейтронов⁷⁵.

Видно, что, в целом вероятность целевой реакции $^{30}_{14}\text{Si} + {}^1_0n \rightarrow ^{31}_{14}\text{Si} + \gamma$ несколько ниже, чем вероятность реакции на основном изотопе Si-28 и изотопе Si-29. Для тепловых нейтронов принятая оценка микроскопических сечений поглощения, выглядит следующим образом: Si-28 – 164 ± 4 мбарн, Si-29 – 119 ± 3 мбарн, Si-30 – 107 ± 3 мбарн⁷⁶.

Одним из возможных путей повышения производительности установки, является использование резонансных пиков, находящихся в области 1–10 кэВ. Однако, существует опасность появления сильных радиационных дефектов кристаллической решетки кремния, при облучении нейтронами высоких энергий.

Процесс облучения исходного сырья в значительной степени осложняется вторичной реакцией взаимодействия нейтронов с изотопом Р-31. Р-31, так же захватывая нейтрон, образует бета-активный изотоп Р-32. В то время, как период полураспада Si-31 относительно невелик, период полураспада Р-32 составляет 14,3 дня, что, при достаточно высокой его концентрации может являться причиной значительного уровня активности облученного образца.



Эта реакция является одним из основных источников радиоактивности легированного кремния, полученного методом безтигельной зонной плавки. Безусловно, нежелательные вкрапления примесей в материале, приведут к

⁷⁵ Meese J. (ed.). Neutron transmutation doping in semiconductors. – Springer Science & Business Media, 2012.

⁷⁶ Raman S. et al. Thermal-neutron capture by silicon isotopes //Physical Review C. – 1992. – Т. 46. – №. 3. – С. 972.

образованию и более долгоживущих радиоизотопов, что приведет к необходимости обеспечения длительной выдержки образца после облучения. Однако, современное кремниевое сырье обеспечивает высочайшую чистоту исходного материала.

3.5.2. Влияние микроскопического сечения и спектра нейтронов на радиальную неравномерность

При облучении цилиндрических слитков кремния большое значение имеет радиальный коэффициент неравномерности легирования (отношение доли примесей в поверхностном слое и центре слитка). В центре слитка, доля примесей всегда будет ниже, чем на поверхности. Это связано с уменьшением плотности потока нейтронного излучения, при проникновении в глубину материала, в следствии эффектов самоэкранирования и рассеяния нейтронов. Ослабление нейтронного поля, приводит к снижению числа целевых реакций в объеме образца.

Кроме того, существует особенность, связанная с эффектом туннелирования нейтронов в случае упорядоченного расположения ядер в кристаллической решетке.

Монокристаллический кремний имеет кристаллическую алмазоподобную решетку. На графике (Рисунок 18) представлена зависимость полного микроскопического сечения взаимодействия нейтронов с ядрами кремния природного изотопного состава.⁷⁷

⁷⁷ Freund, A.K., 1983. Cross sections of materials used as neutron monochromators and filters. Nucl. Instrum. Methods A 213, 495–501.

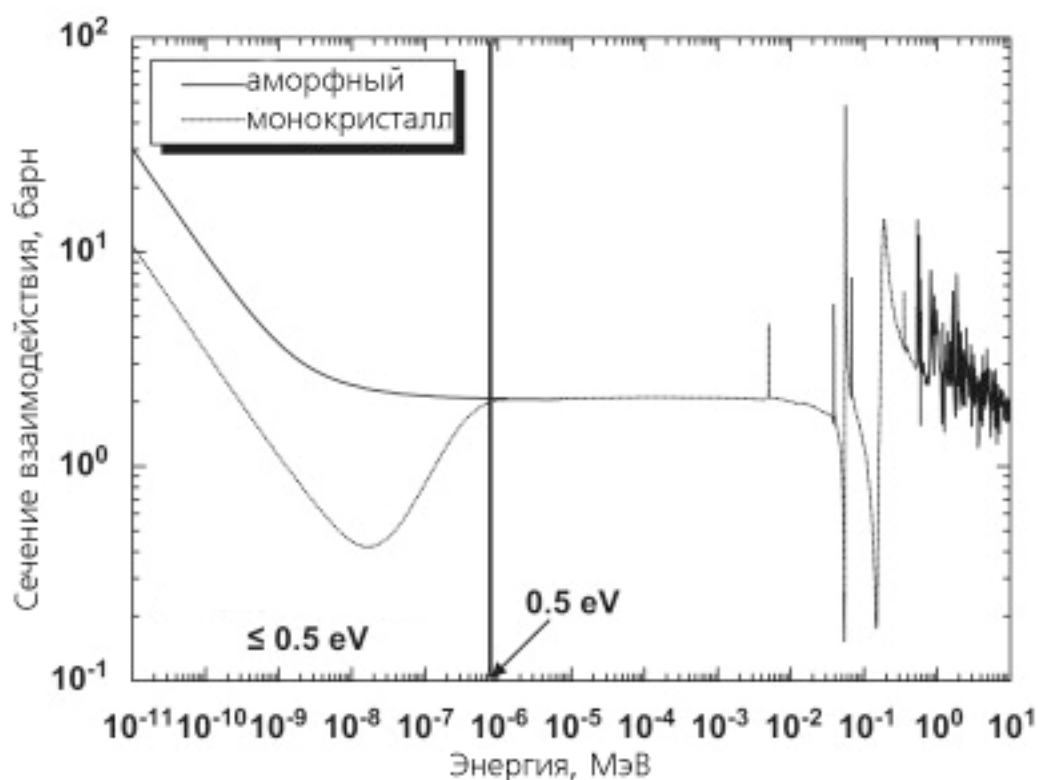


Рисунок 18 - Зависимость микроскопического сечения полного взаимодействия нейтронов с ядрами кремния⁷⁸

Как видно из рисунка, в области низких энергий (ниже брэгговского порога, составляющего примерно 0,5 эВ), полное сечение взаимодействия монокристаллического кремния с нейтронами существенно ниже, чем в случае аморфной формы кремния.

Этот эффект не представлен в виде формализованных констант в популярных базах данных⁷⁹. Таким образом, результаты расчета неравномерности, полученные с помощью программы MCU-PTR, использующей библиотеки оцененных ядерных данных ENDF-VII^{80 81}, будут показывать несколько худшие результаты, чем в реальных условиях, за счет завышенного коэффициента самоэкранирования.

⁷⁸ Kim H. et al. Effects of silicon cross section and neutron spectrum on the radial uniformity in neutron transmutation doping //Applied Radiation and Isotopes. – 2012. – Т. 70. – №. 1. – С. 133-138.

⁷⁹ Cho Y. S., Gil C. S., Jonghwa C. The calculation of neutron scattering cross sections for silicon crystal at the thermal energies //Nuclear Engineering and Technology. – 1999. – Т. 31. – №. 6. – С. 631-637.

⁸⁰ Chadwick M. B. et al. ENDF/B-VII. 0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology //Nuclear data sheets. – 2006. – Т. 107. – №. 12. – С. 2931-3060.

⁸¹ MacFarlane R. E., Kahler A. C. Methods for processing ENDF/B-VII with NJOY //Nuclear Data Sheets. – 2010. – Т. 111. – №. 12. – С. 2739-2890

Добившись приемлемых теоретических показателей разброса содержания легирующих примесей, можно утверждать, что в ходе практической эксплуатации установки, эти параметры будут не хуже. Это предположение подтверждается экспериментами, проведенными ранее при создании расчетной модели горизонтального канала для облучения слитков кремния диаметром до 125 мм⁸².

На графике (Рисунок 19) показаны зависимости радиальной неравномерности скорости реакций поглощения в зависимости от энергии нейтрона, рассчитанные для модели аморфной структуры кремниевого слитка. Модель представляет собой бесконечный вращающийся цилиндр, причем время одного оборота много меньше времени экспозиции. Источником моноэнергетических нейтронов являлась бесконечная пластина, размещенная вдоль оси вращения. Эффекты поглощения в окружающей среде не учитывались. Таким образом возможно определить теоретическую энергию нейтронов, при которой равномерность образования легирующей примеси будет являться оптимальной.

Из рисунка видно, что наиболее приемлемой энергией для облучения слитков кремния с целью равномерного легирования является энергия 0,06 – 0,1 эВ. Очевидно, что обеспечение моноэнергетического спектра в зоне облучения в случае канала ядерного реактора практически нереализуемо, поэтому целью дальнейший исследований будет формирование зоны облучения с пиком в указанном диапазоне энергий.

⁸² Варлачёв В.А. Нейтронное трансмутационное легирование кремния в бассейновом исследовательском ядерном реакторе : автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук : спец. 01.04.07 / В. А. Варлачёв; Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ) ; науч. конс. В. П. Кривобоков. — Томск: 2015. — 48 с.

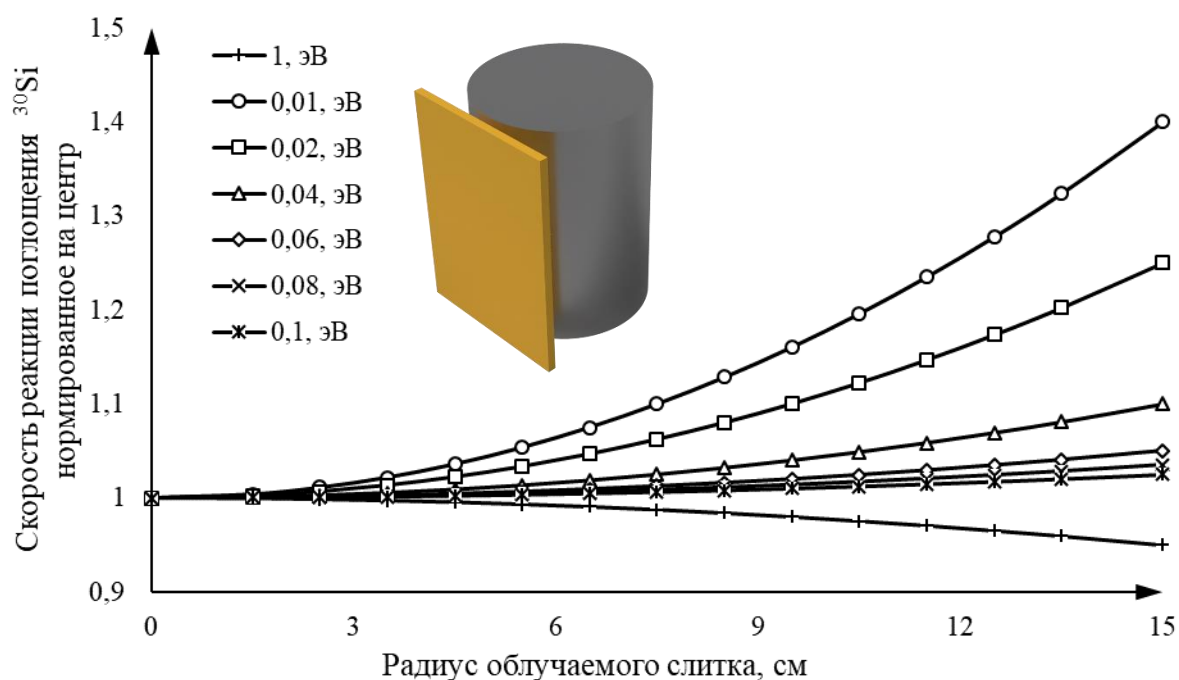


Рисунок 19 - Результаты расчёта скорости реакции поглощения слитка кремния при облучении моноэнергетическими нейтронами

3.6. Образование радиационных дефектов при взаимодействии кремния с ионизирующим излучением

Каждое внесенное ядро фосфора заменяет в кристаллической решетке ядро кремния, создавая тем самым «полезный», с точки зрения электротехники, радиационный дефект. Однако, поскольку излучение реактора является не моноэнергетическим нейтронным потоком, то при облучении слитка кремния в экспериментальном устройстве, в массиве слитка будут возникать смещения ядер кремния относительно их нормальной, упорядоченной структурой (дислокация решетки). При смещении атома образуется простейший дефект – пара Френкеля (межузельный атом и вакансия). Эти изменения вызваны следующими взаимодействиями:

- замедление быстрых нейтронов;
- повреждения вызванное фотоядерными реакциями;
- смещение отдачи гамма-излучения;
- смещение отдачи бета-излучения;

– образование частиц вызванных реакциями типа (n,p) , (n,α) и т.д.⁸³.

Число таких дислокаций N_D на единицу объема в секунду вычисляется по формуле:

$$\frac{N_D}{dt} = N_T \sigma \phi \nu, \quad (6)$$

где, N_D – число взаимодействующих ядер, ϕ – поток частиц целевого излучения, ν – число образования дефектов на один акт взаимодействия.

Помимо первичного процесса – взаимодействия между ионизирующим излучением и веществом, существует вторичный процесс – взаимодействие выбитого из кристаллической решетки атома с соседними атомами, при этом зачастую имеет место каскадность процесса⁸⁴. Количество и интенсивность этого процесса определяется исключительно энергией первично выбитого атома.

Из вышеперечисленных механизмов образования дефектов, фотоядерными реакциями и образованием частиц вызванным реакциями типа (n,p) , (n,α) при характерном уровне легирования полупроводниковых материалов в реакторе можно пренебречь⁸⁵, поскольку вероятность их возникновения в высокочистом кремнии при облучении в полях реакторного излучения очень низка. Микросечения таких реакций имеют значения порядка единиц миллибарн, и являются пороговыми с характерными энергиями взаимодействия в МэВ диапазоне.

Большая часть дефектов в процессе нейтронно-трансмутационного легирования образуется в результате смещения ядер кремния из-за взаимодействия с элементарными частицами. Атом кремния смещается, если он получит от налетающей частицы энергию порядка 15-20 эВ⁸⁶. С учетом

⁸³ R.S. Averback, D. De La Rubia, Displacement Damage in Irradiated Metals and Semiconductors // Solid State Physics. 1998. vol. 51. P. 281-402

⁸⁴ Таперо К.И, Улимов В.Т, Членов А.М. Радиационные эффекты в кремниевых интегральных схемах космического применения. М.:Лаборатория знаний, 2017. 305 с.

⁸⁵ Кучинский П.В. Пороговая энергия образования первичных дефектов в кремнии // Взаимодействие излучений с твердым телом: материалы науч.-практич. конф., 6–8 октября 1999 г. Минск, 1999. Ч.1. С. 27-29

⁸⁶ Watkins G. D., Corbett, J. W. Defects in Irradiated Silicon: Electron Paramagnetic Resonance of the Divacancy // Physical Review. 1965. Vol. 132. № 2A. P. A543-A555

средней потери доли энергии нейтроном при рассеянии на ядре вещества, рассчитываемом по формуле⁸⁷:

$$E_a = 1 - \frac{a}{2}, \text{ где } a = \frac{4A}{(A+1)^2} \quad (7)$$

где A – массовое число ядра мишени,

Средняя доля потери энергии при рассеянии на ядре кремния составляет ~13 %, таким образом для смещения атомов кристаллической решетки в слитке, требуются нейтроны с энергией выше 110–115 эВ.

В силу изотопного состава монокристаллического кремния, единственным значимым источником бета-частиц является изотоп кремний-31, используемый в целевой реакции. Согласно базе данных NuDat 2.7⁸⁸ энергия β -частицы при распаде Si-31 составляет 1491,51 кэВ.

При прохождении бета-частицы сквозь кристалл кремния их энергия тратиться, в основном, на неупругое рассеяние, что приводит к возбуждению и ионизации⁸⁹.

Величина энергии E_a , передаваемой атому при упругом рассеянии, рассчитывается зависимостью:

$$E_a = \frac{2(E+2mc^2)}{Ac^2} E \sin^2 \frac{\theta}{2}, \quad (8)$$

где E – энергия бета-частицы; m – масса бета-частицы; A – массовое число ядра мишени; c – скорость света в вакууме; θ – угол столкновения.

Максимальную энергию электрон теряет при соударении с углом 180, однако в силу геометрических размеров частиц, подавляющее число актов взаимодействия электрона с атомом происходит под относительно небольшими углами с потерей небольшого количества энергии.

⁸⁷ Almenas K, Lee R. Nuclear Engineering. An Introduction. Berlin : Springer-Verlag, 1992. P. 574

⁸⁸ Kinsey R.R. PCNUDAT a PC Nuclear Data Program. Vienna:IAEA, 1998. 6 p.

⁸⁹ Ладыгин Е.А. Радиационная технология твердотельных электронных приборов. М.: ЦНИИ «Электроника», 1976. - 345 с.

Избавится от части радиационных дефектов можно посредством «отжига» – нагрева образца в бескислородной среде до высоких температур⁹⁰.

Выводы по главе

Разработанная модель реактора ИРТ-Т в программном комплексе MCUPTR с библиотекой MDBPT50 позволила провести детальные расчёты нейтронных полей и тепловых нагрузок. Верификация модели подтвердила её точность (погрешность $\leq 5\%$) для прогнозирования параметров облучения. Установлено, что использование графита в качестве замедлителя и фильтрация нейтронного потока с помощью бора или гафния обеспечивают равномерность легирования (неравномерность $\leq 4\%$). В качестве замедлителя нейтронов для новой установки выбран графит марки ГР-280, что обеспечивает высокую экономичность и технологичность решения. Для выравнивания аксиального профиля нейтронного поля разработан фильтр тепловых нейтронов в виде коаксиального полуцилиндра с профилированием концентрации поглотителя.

Метод Монте-Карло продемонстрировал эффективность для моделирования взаимодействия нейтронов с монокристаллическим кремнием, включая учёт эффекта самоэкранирования. Результаты легли в основу концепции цифрового двойника установки.

⁹⁰ Woo S. et al. An insight into dislocation density reduction in multicrystalline silicon //Solar Energy Materials and Solar Cells. – 2016. – Т. 155. – С. 88-100.

4. Оптимизация нейтронного поля в зоне облучения слитка кремния

Ядерный реактор – это сложный физический объект, параметры которого весьма неоднородны. Характеристики полей ионизирующего излучения зависят от пространственного расположения элементов и изменения их характеристик во времени.

При создании новой установки, требуется провести исследования возможности оптимизации конструкции, как самого устройства, так и активной зоны, и сопутствующих элементов ядерного реактора, в том числе необходимо провести анализ регламентов работы реактора, и, в случае возможности их совершенствования, внести предложения по их изменению.

4.1. Конструктивные особенности канала

4.1.1. Геометрическое расположение установки во внутрибаковом пространстве реактора

После масштабной модернизации реактора ИРТ-Т, проведенной в 2014–2015 годах и продления его ресурса до 2035 года, были проведены исследования рынка полупроводниковых материалов и поставлена задача освоить технологию легирования слитков кремния диаметром до 203 мм и длиной до 500 мм. Поскольку существующие каналы имеют максимальный диаметр 150 мм, было принято решение о создании нового вертикального экспериментального канала в баке реактора. Поскольку предварительные расчеты показали принципиальную возможность создания подобного канала⁹¹ необходимо было провести детальные расчеты конструкции канала и параметры облучения кремния в нем.

На эскизе (Рисунок 20). представлен предварительный вид облучательной установки ВЭК-К.

⁹¹ 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.

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

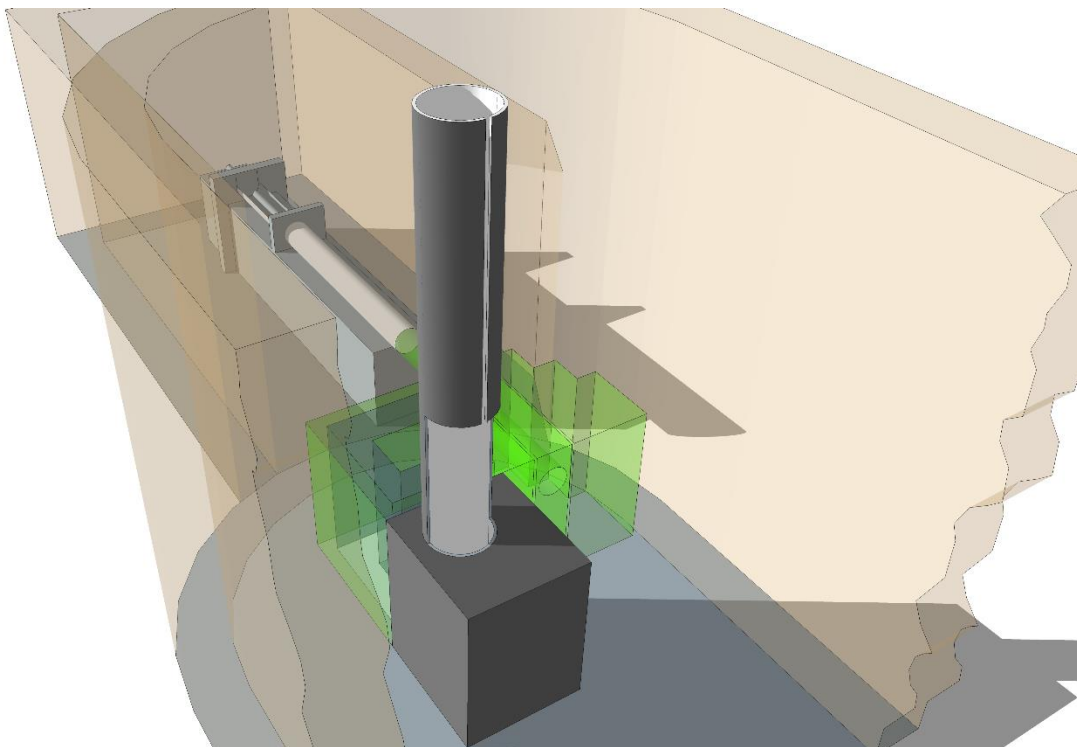


Рисунок 20 - Предварительный эскиз облучательной установки

Несимметричное расположение канала обусловлено смещением поля тепловых нейтронов из-за влияния стержня автоматического регулирования (расположен в бериллиевом отражателе).

В трубе предполагается сделать вырез для извлечения слитка кремния со штангой-держателем, и загрузки во внутрибаковые хранилища для выдержки облученных образцов.

В силу отсутствия пространства под блоком замедлителя (расстояние от нижнего конца топливной части ТВС до днища бака составляет не более 25 см), требуется проектирование фильтра тепловых нейтронов для выравнивания аксиального профиля нейтронного поля.

Для выравнивания радиальной неравномерности легирования слитков кремния, предлагается организация его вращательного движения.

В мировой практике, в качестве замедлителя нейтронов для облучательных каналов используются, в основном, четыре материала: графит, бериллий, легкая и тяжелая вода.

Рассматривалось три варианта отражателя для формирования спектра нейтронного потока, оптимального для легирования кремния: металлический бериллий, тяжелая вода⁹² и графит. С точки зрения технологичности установки наиболее приемлемым вариантом было использование графита. Как указано выше, графитовая призма должна быть установлена на пустующее место бака реактора (Рисунок 12). Призма находится за блоками существующего бериллиевого отражателя и примыкает к активной зоне реактора.

Для определения положения экспериментального канала внутри графитовой призмы была произведена серия расчетов в программе MCU, в ходе которых экспериментальный канал перемещался в продольном и поперечном направлении относительно активной зоны. Основным критерием расчетов было нахождение в графитовой призме места с максимальным значением плотности потока тепловых нейтронов. Было найдено оптимальное расстояние между границей графитовой призмы и каналом равное 3,8 см. При этом максимальное значение плотности потока тепловых нейтронов в центре экспериментального канала для легирования составило $1,49 \cdot 10^{13}$ н/см²с при мощности реактора в 6 МВт. Профиль распределения потока нейтронов по высоте канала (Рисунок 21) показал, что оптимальным расположением загружаемого слитка в канале является пространство от 10 до 45 см от нижней границы активной зоны.

⁹² Suaifan M. et al. Status and perspectives on the utilization of a new nuclear research reactor in Jordan //Physica B: Condensed Matter. – 2017.

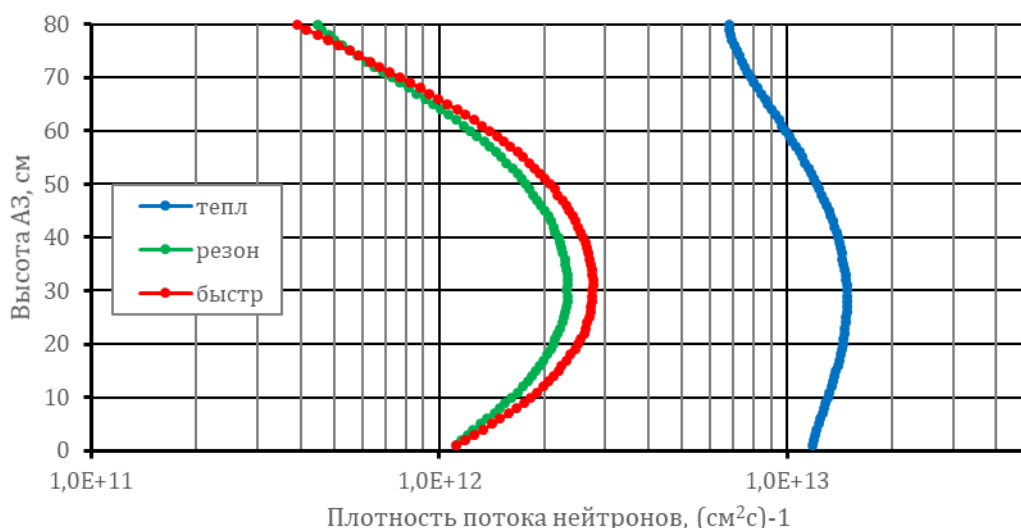


Рисунок 21 - Распределение нейтронов по высоте активной зоны

Существенным преимуществом вертикальных каналов является возможность облучения как полнотелых слитков, так и пакетов пластин⁹³. Это объясняется тем, что при горизонтальном размещении пластин, при вращении пакета, пластины начинают смещаться под воздействием собственного веса, что может привести к их повреждению (особенно при воздействии ионизирующего излучения, приводящего к охрупчиванию образцов).

Теоретически подобная установка может быть использована не только для облучения слитков или пластин кремния, но и других полупроводниковых материалов, например, германия, который под воздействием нейтронного излучения трансмутируется в гадолиний⁹⁴.

4.1.2. Материальный состав замедлителя и конструктивных элементов канала

Одним из ключевых требований к условию облучения слитков кремния является существенное преобладание доли тепловых нейтронов над быстрыми. Главным образом это связано с тем, что под воздействием

⁹³ Mo L. et al. Rapid thermal annealing of NTD Si // Optoelectronic and Microelectronic Materials and Devices, 2000. COMMAD 2000. Proceedings Conference on. – IEEE, 2000. – С. 411-414.

⁹⁴ Shlimak I. S. Neutron transmutation doping in semiconductors: science and applications // Physics of the Solid State. – 1999. – Т. 41. – №. 5. – С. 716-719.

надтепловых нейтронов, в кристаллической структуре кремния начинают образовываться дефекты, которые в дальнейшем ухудшают его электрофизические свойства.

Таким образом, в первую очередь необходимо выбрать материал призмы экспериментального канала, способный создать необходимые условия облучения и замедлить поток быстрых нейтронов до необходимых значений. Для этого был проведён сравнительный анализ физических характеристик замедляющих материалов, а также экономической составляющей данных материалов.

Для рассмотрения возможности создания замедляющей призмы был выбран, как упоминалось выше, ряд следующих материалов: легкая вода, тяжелая вода, бериллий и графит⁹⁵.

Был проведен ряд сравнительных расчетов в прецизионной программной среде MCU-PTR, с использованием данных материалов, и сравнить плотности потоков нейтронов в предполагаемом экспериментальном канале⁹⁶. Результаты данного расчета представлены на графике (Рисунок 22).

Согласно полученным распределениям оптимальными материалами, для создания призмы с экспериментальным каналом, является тяжелая вода и бериллий. Но использование данных материалов накладывает дополнительные условия и сложности при конструировании алюминиевого чехла для призмы, а также в значительной степени удорожает общую стоимость облучательной установки. Вследствие этого, по совокупности ряда технических и экономических показателей, в качестве основного материала

⁹⁵ 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.

⁹⁶ 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.

для облучательного объема был выбран реакторный графит⁹⁷ марки ГР-280, получивший широкое использование в реакторах типа РБМК.



Рисунок 22 - Распределение плотности потока нейтронов по высоте нового экспериментального канала с призмами из разных материалов

4.1.3. Конструкция фильтра нейтронов для выравнивания поля нейтронного излучения

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.

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 десять отрезков по высоте, расположенного на месте алюминиевой трубы экспериментального канала. Профилирование

⁹⁷Yagi M. et al. Conceptual design of experimental equipment for large-diameter NTD-Si //Applied Radiation and Isotopes. – 2009. – Т. 67. – №. 7-8. – С. 1225-1229.

концентрации поглотителя в фильтре производилось с учетом формы и абсолютного значения текущей плотности потока тепловых нейтронов⁹⁸, что позволило обеспечить максимальное выравнивание плотности потока нейтронов в рассматриваемом интервале высот⁹⁹ (Рисунок 23).

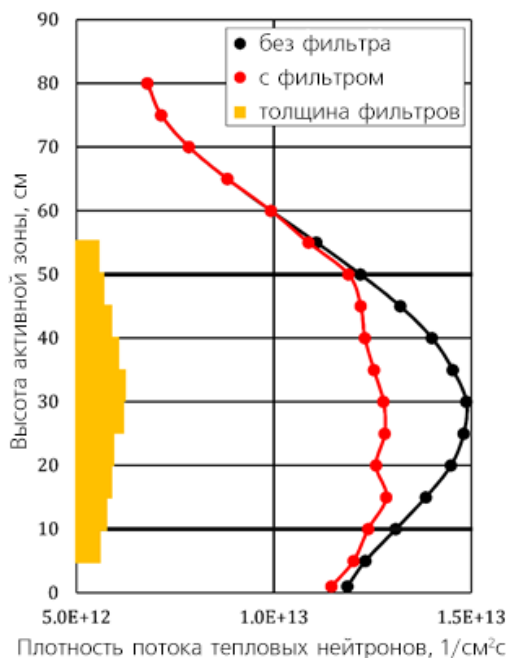


Рисунок 23 - Конструкция фильтра и плотности потоков до и после установки фильтров

Как можно видеть из представленных графиков распределения плотности потока нейтронов, применение сглаживающего фильтра делает возможным нейтронно-трансмутационное легирование в режиме статического облучения, при котором нет продольного движения облучаемого слитка вдоль высоты активной зоны. При этом технически возможно облучать слитки кремния длиной до 500 мм, что соответствует мировым стандартам производства легированного кремния.

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

⁹⁸ Komeda M. et al. Design and burn-up analyses of new type holder for silicon neutron transmutation doping // Applied Radiation and Isotopes. – 2016. – Т. 113. – С. 60-65.

⁹⁹ И.И. Лебедев и др. Проблемы облучения монокристаллического кремния большого диаметра // Взаимодействие излучений с твердым телом : материалы 13-й Междунар. конф., Минск, Беларусь, 30 сент. – 3 окт. 2019 г. / редкол.: В. В. Углов (отв. ред.) [и др.]. – Минск : БГУ, 2019. – 566 с.

$$ARV = 100 \frac{\rho_{max}^{plane} - \rho_{min}^{plane}}{\rho_{min}^{plane}} \text{ (в \%)} \quad (9)$$

где ρ – удельное электрическое сопротивление кремния.

4.1.4. Критерии формирования нейтронного поля при условии вращения контейнера

Рассмотрим условия облучения слитка кремния, в разрабатываемом канале:

1. Существует блок из замедлителя, расположенный сбоку от активной зоны.
2. В блоке находится вращающийся кремниевый слиток диаметром R .
3. Необходимо обеспечить равномерное облучение по радиусу.

Примем диаметр канала равным диаметру слитка R , осью вращения будет ось слитка (z), поток нейтронов приходит сбоку и падает на боковую поверхность слитка. Поскольку слиток вращается, облучение в каждой точке на определенном радиусе усредняется по углу за полный оборот – для упрощения дальнейших расчетов примем, что за время облучения происходит полное количество оборотов. Требуется, чтобы это усредненное облучение было одинаковым для всех радиусов от центра ($r = 0$) до края слитка ($r = R$).

Облучение материала в ядерном реакторе пропорционально плотности потока нейтронов ϕ , измеряемой в нейтронах на единицу площади в единицу времени, $\text{н/см}^2 \cdot \text{с}$). Таким образом, равномерное облучение по радиусу означает, что средняя плотность потока нейтронов, усредненная по углу, должна быть постоянной для всех $r \in [0, R]$.

Для упрощения расчетов перейдем в полярную систему координат в плоскости, перпендикулярной оси вращения (x - y):

- (r) – расстояние от оси канала (радиус), $0 \leq r \leq R$,
- θ – угол в плоскости (x - y), $0 \leq \theta \leq 2\pi$,

- плотность потока нейтронов в точке задается как $\phi(r, \theta)$, которая может зависеть как от радиуса, так и от угла, поскольку реактор находится сбоку и поле, скорее всего, не осесимметрично.

Поскольку кремний вращается вокруг оси z , каждая точка на радиусе r за полный оборот проходит все углы θ от 0 до 2π . Следовательно, облучение в этой точке определяется средней плотностью потока по углу.

Средняя плотность потока нейтронов на радиусе r вычисляется как интеграл по углу, деленный на длину окружности (период 2π):

$$\phi_{avr}(r) = \frac{1}{2\pi} \int_0^{2\pi} \phi(r, \theta) d\theta \quad (10)$$

По требованиям к облучению, плотность потока должна быть равномерной, то есть $\phi_{avr}(r)$ не зависит от r и равна константе C для всех $r \in [0, R]$.

$$\phi_{avr}(r) = C \quad (11)$$

Подставляя выражение для $\phi_{avr}(r)$ получим:

$$\frac{1}{2\pi} \int_0^{2\pi} \phi(r, \theta) d\theta = C \quad (12)$$

Умножим обе части этого выражения на 2π , чтобы избавиться от знаменателя и получим:

$$\int_0^{2\pi} \phi(r, \theta) d\theta = 2\pi C \quad (13)$$

Поскольку и C и 2π – это константы, их произведение так же является константой, обозначим ее через K . Тогда условие равномерного облучения принимает вид:

$$\int_0^{2\pi} \phi(r, \theta) d\theta = K \quad (14)$$

Это условие означает, что нейтронное поле $\phi(r, \theta)$, может иметь произвольную зависимость от угла θ (например, быть сильнее с той стороны, где находится активная зона реактора), но его интеграл по полной

окружности должен оставаться одинаковым на любом радиусе. Разберем пример реализации такого случая.

Нейтронное поле можно представить в виде разложения по угловым гармоникам:

$$\phi(r, \theta) = \phi_0(r) + \sum_{n=1}^{\infty} [a_n(r) \cos(n\theta) + b_n(r) \sin(n\theta)] \quad (15)$$

где, $\phi_0(r)$ – осесимметричная компонента поля (в нашем случае среднее значение плотности потока по углу, $a_n(r) \cos(n\theta) + b_n(r) \sin(n\theta)$ – угловые вариации.

Вычислим среднюю плотность потока:

$$\phi_{avr}(r) = \frac{1}{2\pi} \int_0^{2\pi} [\phi_0(r) + \sum_{n=1}^{\infty} [a_n(r) \cos(n\theta) + b_n(r) \sin(n\theta)]] d\theta \quad (16)$$

Интегралы от $\cos(n\theta)$ и $\sin(n\theta)$ по θ равны нулю для всех $n \geq 1$:

$$\int_0^{2\pi} \cos(n\theta) d\theta = 0, \quad \int_0^{2\pi} \sin(n\theta) d\theta = 0, \quad (n = 1, 2, \dots)$$

Интеграл от $\phi_0(r)$ равен:

$$\int_0^{2\pi} \phi_0(r) d\theta = \phi_0(r) \cdot 2\pi \quad (17)$$

Поскольку ранее было принято, что $\phi_0(r)$ не зависит от θ . Тогда:

$$\phi_{avr}(r) = \frac{1}{2\pi} \phi_0(r) \cdot 2\pi = \phi_0(r) \quad (18)$$

Таким образом условие равномерного облучения:

$$\int_0^{2\pi} \phi(r, \theta) d\theta = \int_0^{2\pi} \phi_0(r) d\theta = K \quad (19)$$

При этом константа K , определяет уровень (степень) облучения. Это гарантирует, что средняя плотность потока нейтронов будет одинаковой на всех радиусах.

Проверим соответствие реального нейтронного поля этому условию. Предложим, что в канале существуют две компоненты нейтронного поля¹⁰⁰:

¹⁰⁰ Мерзликин Г.Я. Основы теории ядерных реакторов. Курс для эксплуатационного персонала АЭС. – Севастополь: СИЯЭИП, 2001

экспоненциальное распределение внутри замедлителя по направлению от активной зоны наружу (ось x) и косинусоидальное распределение по оси параллельной плоскости активной зоны (ось y). Рассмотрим первую компоненту:

$$\phi(x) = \phi_0 e^{-\frac{x}{L}} \quad (20)$$

где x – расстояние от источника, L – диффузионная длина (характерный масштаб убывания потока), ϕ_0 – амплитуда потока (в нашем случае, величина потока на поверхности активной зоны).

Поскольку канал цилиндрический, примем координату его оси за $(x_0, 0)$, для точки внутри слитка с координатами $(r \cos \theta, r \sin \theta)$ относительно оси канала поток будет:

$$\phi(r, \theta) = \phi_0 e^{-\frac{x_0 + r \cos \theta}{L}} \quad (21)$$

Средний поток по углу:

$$\phi_{avr}(r) = \frac{1}{2\pi} \int_0^{2\pi} \phi_0 e^{-\frac{x_0 + r \cos \theta}{L}} d\theta = \frac{\phi_0}{2\pi} \int_0^{2\pi} e^{-\frac{x_0 + r \cos \theta}{L}} d\theta = \frac{\phi_0}{2\pi} 2\pi I_0\left(\frac{r}{L}\right) \quad (22)$$

Где I_0 – модифицированная функция Бесселя нулевого порядка. Таким образом, в общем случае, облучение не будет равномерным поскольку $I_0\left(\frac{r}{L}\right)$ растет с увеличением r . Однако, если радиус слитка R мал по сравнению с длиной диффузии нейтрона L , то

$$I_0\left(\frac{R}{L}\right) \approx 1 \quad (23)$$

В нашем случае ($R = 10,15$ см, $L_{\text{графита}} = 51,2$ см), получим

$$I_0\left(\frac{0}{51,2}\right) = 1, \quad I_0\left(\frac{10,15}{51,2}\right) = 1,0099$$

Таким образом, для слитка диаметром 203 мм, находящего в графитовой призме, влияние экспоненциальной компоненты незначительно, и слабо влияет на равномерность легирования.

Рассмотрим вторую (косинусоидальную компоненту):

$$\phi(y) = \phi_0 \cos\left(\frac{\pi y}{a}\right) \quad (24)$$

где a – характерный масштаб изменения потока (зависящий от ширины области источника).

Аналогично предыдущему расчету, поскольку канал цилиндрический, примем координату его оси за $(0, y_0)$, для точки внутри слитка с координатами $(r \sin \theta, r \cos \theta$ – здесь для простоты дальнейших преобразований повернем координаты на 90 градусов) относительно оси канала поток будет:

$$\phi(r, \theta) = \phi_0 \cos\left(\frac{\pi(y_0 + r \cos \theta)}{a}\right) \quad (25)$$

Отсюда, по аналогии:

$$\phi_{avr}(r) = \frac{1}{2\pi} \int_0^{2\pi} \phi_0 \cos\left(\frac{\pi(y_0 + r \cos \theta)}{a}\right) d\theta \quad (26)$$

В аналитическом виде интеграл $\int_0^{2\pi} \phi_0 \cos\left(\frac{\pi(y_0 + r \cos \theta)}{a}\right) d\theta$ является «неберущимся», что приводит к необходимости решения в приближенном виде:

Представим аргумент косинуса в следующем виде:

$$\frac{\pi(y_0 + r \cos \theta)}{a} = \frac{\pi y_0}{a} + \frac{\pi r \cos \theta}{a}, \quad \frac{\pi y_0}{a} = u, \quad \frac{\pi r \cos \theta}{a} = v$$

Известно выражение:

$$\cos(u + v) = \cos u \cdot \cos v - \sin u \cdot \sin v \quad (27)$$

Разложим вторые части произведений в ряды Тейлора:

$$\cos v = 1 - \frac{v^2}{2} + \dots + \frac{(-1)^n v^{2n}}{(2n)!} \quad (28)$$

$$\sin v = v - \frac{v^3}{6} + \dots + \frac{(-1)^n v^{2n+1}}{(2n+1)!} \quad (29)$$

При $a \gg r$, даже значение второго члена ряда дает пренебрежимо малый вклад (для реактора типа ИРТ-Т – менее 1 %), таким образом, используя приближение первого порядка, получим:

$$\cos(u + v) \approx \cos u - \sin u \cdot v, \quad (30)$$

подставив, выражения для u и v , получим:

$$\begin{aligned} \phi_{avr}(r) = \frac{1}{2\pi} \int_0^{2\pi} \phi_0 \left(\cos\left(\frac{\pi y_0}{a}\right) d\theta - \frac{\pi r \cos \theta}{a} \cdot \sin \frac{\pi y_0}{a} \right) d\theta = \frac{\phi_0}{2\pi} 2\pi \cos\left(\frac{\pi y_0}{a}\right) - \\ \frac{\phi_0}{2\pi} \sin \frac{\pi y_0}{a} \cdot 0, \end{aligned} \quad (31)$$

В итоге:

$$\phi_{avr}(r) = \phi_0 \cos \frac{\pi y_0}{a}, \quad (32)$$

Из этого можно сделать вывод, что при условии большой ширины активной зоны и достаточно компактного канала для облучения, средний поток не зависит от радиуса и примерно равен потоку в точке $(0, y_0)$.

В условиях реальной установки, формы распределения плотности потока нейтронов и, соответственно, скорости целевой реакции радиационного захвата будут несколько сложнее, учитывая возмущения, вносимые в нейтронное поле из-за переходов границ сред, движения органов регулирования и зависимости скорости реакции от энергетического спектра нейтронов. Однако, установить степень однородности облучения, используя модель канала, описанную ранее, можно разбиением слитка кремния на концентрические кольца и применения условия $\bar{\phi}_i = C$, для каждого кольца.

4.1.5. Система охлаждения облучаемого образца

В процессе облучения конструкционные материалы установки и облучаемый материал подвергается воздействию всех видов излучения. Реакторное излучение при прохождении сквозь эти материалы, взаимодействуют с ядрами вещества, в результате чего атомам исходных веществ передается кинетическая энергия и происходит интенсивный разогрев.

В настоящей работе рассмотрены процессы выделения тепла при взаимодействии с частицами нейтронного и гамма-излучений. Более 90 % всего энерговыделения в слитках кремния обусловлено воздействием гамма-

излучения¹⁰¹. Оставшиеся 10 % процентов выделяется в ходе реакций замедления и поглощения нейтронов в веществе.

Расчет тепловыделения является чрезвычайно важным для определения возможности эксплуатации установки и определения ее эффективности. В частности, при потребности в форсированной прокачке теплоносителя, появляется возможность, комбинировать систему охлаждения и гидродинамического вращения экспериментального образца¹⁰². Подобная система применяется, например, на реакторе OPAL.

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 Simulation¹⁰³, 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. Таким образом, для дальнейшего расчета выбран вариант с естественной циркуляцией воды.

Для верификации расчетной модели был проведен эксперимент по радиационному разогреву графита на канале ГЭК-6. Схема эксперимента представлена на трехмерной визуализации конструкции (Рисунок 24).

¹⁰¹ Groshev A. I. et al. Temperatures in nuclear silicon doping //Soviet Atomic Energy. – 1990. – Т. 68. – №. 1. – С. 58-61.

¹⁰² Park K. et al. Experimental Study on Hydraulic Rotation Device for Neutron Transmutation Doping. – 2014.

¹⁰³ Лебедев И.И. и др. Расчет теплогидравлических параметров тепловыделяющего элемента ТВС типа ИРТ-ЗМ //Физическое образование в ВУЗах. – 2018. – Т. 24. – №. S1. – С. 176-177.

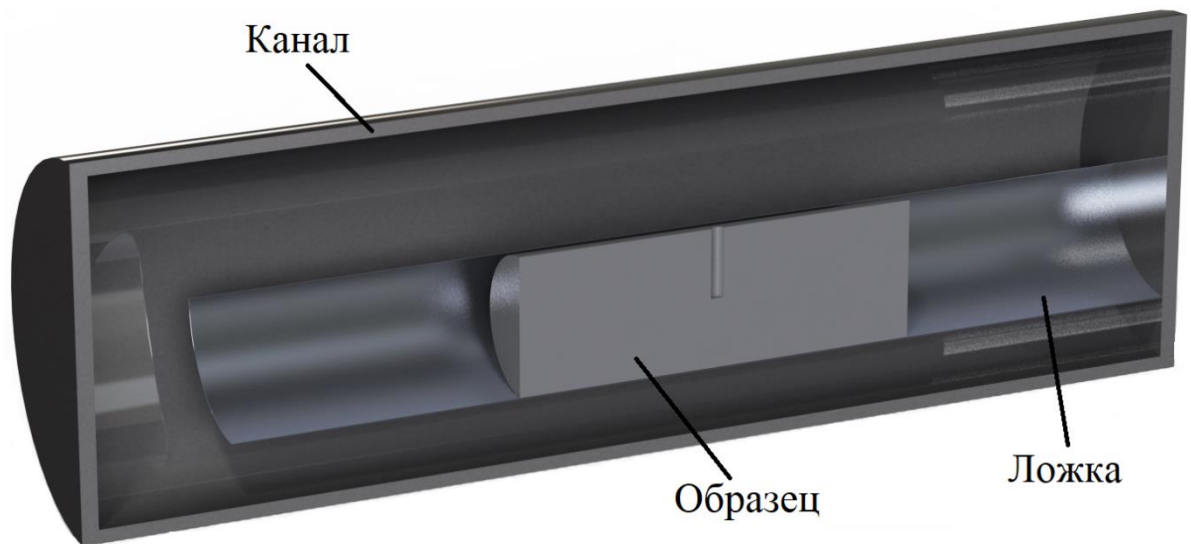


Рисунок 24 - Схема проведения эксперимента по радиационному разогреву

Результат эксперимента и расчета радиационного разогрева в программе SolidWorks Simulation представлен на графике (Рисунок 25).

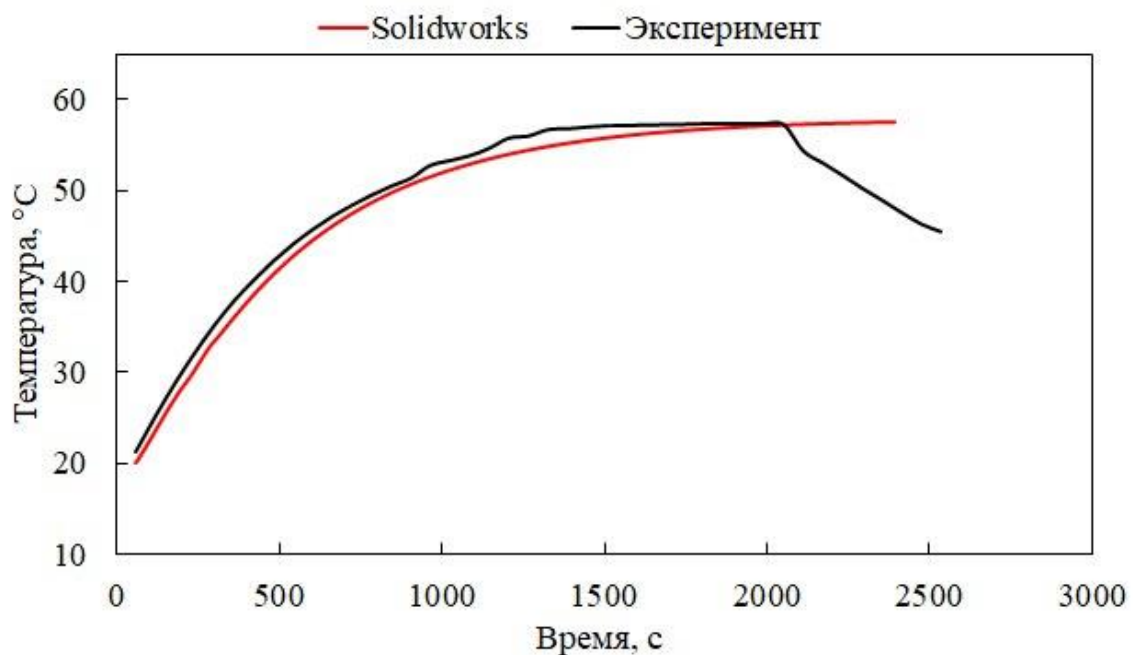


Рисунок 25 - Сравнение значений эксперимента и расчета радиационного разогрева алюминиевого образца в канале ГЭК-6

В момент времени $t=2000$ с образец был извлечен из канала. Из рисунка видно, что результаты расчета и эксперимента согласуются в достаточной мере. Небольшое превышение скорости разогрева в реальном эксперименте, объясняется, по всей видимости, неплотным контактом между исследуемым

образцом и ложкой экспериментального устройства, приводящим к снижению теплоотвода. Таким образом, можно сделать вывод о возможности использования программы SolidWorks Simulation для проведения теплогидравлических расчетов экспериментальных устройств реактора ИРТ-Т.

Исходя из результатов моделирования нейтронно-физических характеристик устройства были получены исходные данные по энерговыделению в конструкционных элементах для теплогидравлического расчета (Таблица 1).

Таблица 1 - Исходные данные по энерговыделению для теплогидравлического расчета

Расчетная область	Энерговыделение, Вт
Стенка корпуса со стороны облучательного устройства	430,0
Слиток кремния	3370,0
Графитовый блок	16 600,0
– удельное энерговыделение	0,124 Вт/см ³

Для проведения расчета так же были приняты следующие начальные условия:

- графитовый блок и корпус реактора охлаждаются восходящим потоком теплоносителя по зазору, равному 5 мм;
- расход теплоносителя через зазор создается движущим напором воды и определяется из условия равенства движущего напора и гидравлического сопротивления тракта $H_{дв} = \Delta P_{тр}$.

Для суммарной мощности зазора 4,935 кВт при температуре теплоносителя на входе в зазор, равной (50–55) °С (температура

теплоносителя воды в баке реактора) соответствует установившийся расход воды через активную зону¹⁰⁴:

$$H_{\text{дв}} = H \cdot \Delta\rho \quad (33)$$

где $H = 0,745$ м – высота зазора, $\Delta\rho$ – разность между плотностью воды, в нижней и верхней части зазора, кг/м³.

Гидравлическое сопротивление активной зоны определялось согласно следующей формуле¹⁰⁵:

$$\Delta P_{\text{тр}} = \left(\sum \xi_{\text{м}} + \lambda_{\text{тр}} \cdot \frac{l}{d_{\text{г}}} \right) \cdot \frac{W^2 \cdot \rho}{2} \quad (34)$$

где $\sum \xi_{\text{м}}$ – сумма коэффициентов местных сопротивлений, $\lambda_{\text{тр}}$ – коэффициент трения, l – длина участка, на котором определяется потеря давления на трение, м, $d_{\text{г}}$ – гидравлический диаметр, м, W – скорость теплоносителя, м/с, ρ – плотность теплоносителя¹⁰⁶, кг/м³.

Для различных расходов теплоносителя первого контура были определены движущий напор и гидравлические потери в зазоре.

Результаты расчета по определению расхода теплоносителя через зазор при температуре теплоносителя в баке реактора 50 °С и 55 °С представлены на графиках (Рисунок 26 и Рисунок 27, соответственно).

¹⁰⁴ ФГУП ГНЦ РФ ФЭИ. Рекомендации, правила, методики, расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования энергетических установок, РТМ 1604.062-90.

¹⁰⁵ Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям, М, Машиностроение, 1975

¹⁰⁶ Вукалович М.П. Термодинамические свойства воды и водяного пара, МАШГИЗ, М., 1955.

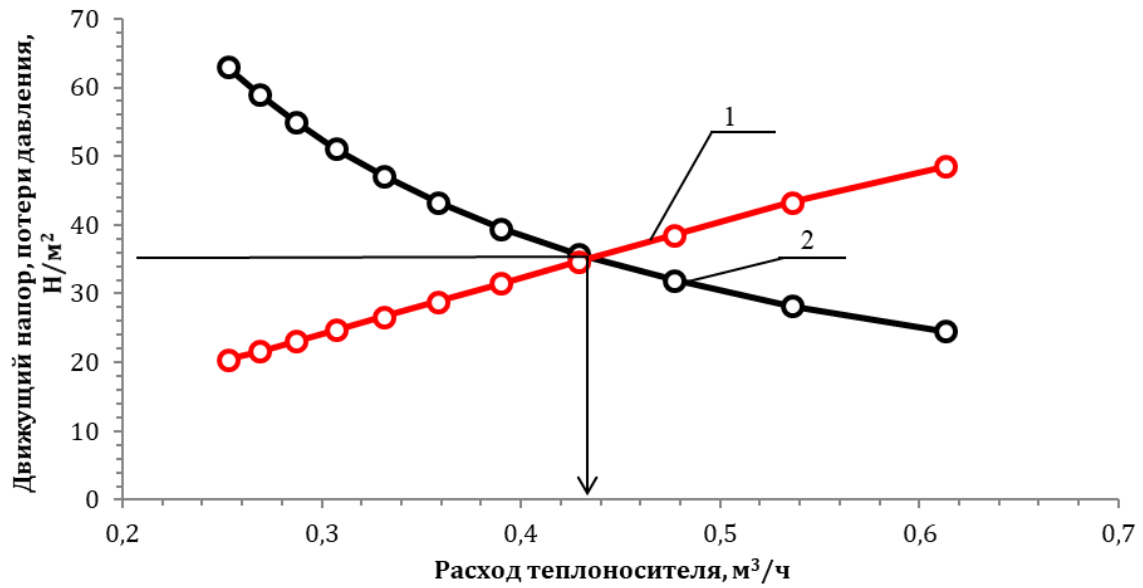


Рисунок 26 - Определение расхода теплоносителя через зазор при температуре теплоносителя в баке реактора 50 °С: 1 – зависимость гидравлических потерь от расхода теплоносителя; 2 – зависимость движущего напора от расхода теплоносителя

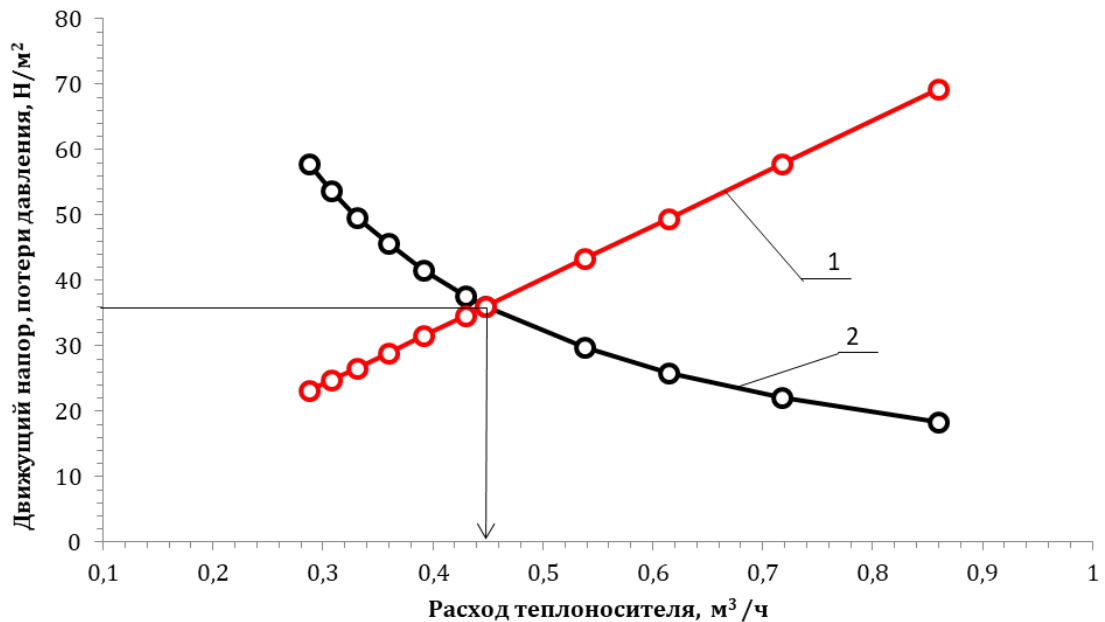


Рисунок 27 - Определение расхода теплоносителя через зазор при температуре теплоносителя в баке реактора 55 °С: 1 – зависимость гидравлических потерь от расхода теплоносителя; 2 – зависимость движущего напора от расхода теплоносителя

По результатам проведенных расчетов были определены теплогидравлические параметры корпуса реактора и блока графитового в сборе. Расчеты показали, что при заданных параметрах эксплуатации температуры корпуса реактора, кожуха блока графитового в сборе и теплоносителя в щелевом зазоре между ними значительно ниже температуры кипения воды (около 100 °С), что позволяет говорить о безопасной эксплуатации изделия. Полные результаты теплового расчета и используемые исходные данные представлены ниже (Таблица 2).

Таблица 2 - Исходные данные и результаты расчета

З	Значение	
Тепловая мощность участка корпуса, Вт	430	
Плотность теплового потока с поверхности корпуса, кВт/м ²	1,176	
Тепловая мощность графитового блока, кВт	18,02	
Объемное энерговыделение в графитовом блоке, Вт/см ³	0,124	
Плотность теплового потока с поверхности графитового блока, кВт/м ²	12,32	
Графитовый блок, мм		
-высота	491	
-ширина	745	
- диаметр отверстия	242	
Суммарная тепловая мощность зазора, кВт	4,935	
Температура теплоносителя в баке реактора, °С	50	55
Температура теплоносителя на выходе из зазора, °С	60	64,6
Расход теплоносителя через зазор, м ³ /ч	0,435	0,45
Скорость теплоносителя, м/с	0,049	0,051
Температура корпуса, °С	61	66
Температура кожуха графитового блока, °С	72	76

4.1.6. Система мониторингирования нейтронного поля в зоне облучения слитков кремния

Качественное легирование полупроводниковых образцов, как частный случай облучения протяжённых образцов в потоке смешанного реакторного

излучения требует наличия информации о пространственном распределении нейтронного потока в зоне облучения. Имея эту информацию в режиме «онлайн» можно корректировать необходимое время облучения, в случае отклонения накопленного флюенса от расчетного. Необходимость мониторинга нейтронных полей в режиме «онлайн» вызвана изменением и абсолютной величины потока, и его распределением в околореакторном пространстве реактора, вызванное динамическими процессами: перемещением органов управления, выгоранием топлива и накоплением поглощающих нуклидов в ядерном топливе и бериллиевом отражателе – нестационарным отравлением реактора.

Информация о величине и пространственной форме нейтронного поля может быть получена с помощью некоторого количества детекторов нейтронного поля – ионизирующих камер, с помощью которых можно получить значение потока нейтрона в конкретной точке около реакторного пространства. Зная, величину нейтронного потока в некоторых точках пространства, можно восстановить и профиль нейтронного поля в зоне облучения слитка кремния.

Задача расчета профиля и среднего значения, накопленного флюенса, должна лечь на программное обеспечение комплекса легирования кремния.

К детекторам нейтронного излучения применяется ряд требований:

- детекторы нейтронного излучения должны быть предварительно откалиброваны в месте своей установки – это требование связано с тем, что в разных точках пространства вокруг активной зоны будет наблюдаться различная форма энергетического спектра нейтронного излучения, что может привести к разной силе тока, порождаемой ионизационными камерами;
- детекторы должны оказывать минимальное возмущение нейтронного поля в зоне облучения образца;

– условия облучения детектора и экспериментального образца должны быть как можно более одинаковыми: изменения нейтронных полей должны быть пропорциональными, и энергетические спектры нейтронных полей должны совпадать.

В ранних работах¹⁰⁷, посвященный легированию кремния на реакторе ИРТ-Т, отмечалось, что концентрация ядер легирующей примеси, может быть выражена формулой:

$$N_{\text{лег}} = \Sigma_{\text{ТН}}^{Si} \varphi_{\text{ТН}} + \Sigma_{\text{б}}^{Si} \varphi_{\text{б}}, \quad (35)$$

где $N_{\text{лег}}$ – концентрация ядер фосфора, образующаяся за секунду облучения [$\text{см}^{-3}\text{с}^{-1}$]; $\Sigma_{\text{ТН}}^{Si}$ – макросечение реакции радиационного захвата ядром кремния нейтрона, приводящего к образованию фосфора (целевой реакции) на тепловых нейтронах; $\Sigma_{\text{б}}^{Si}$ – то же для быстрых нейтронов; $\varphi_{\text{ТН}}$ и $\varphi_{\text{б}}$ – плотности потоков тепловых и быстрых нейтронов соответственно.

При это отмечалось, что в полях с нестационарным спектром необходимо отслеживать вклад в скорость реакции от второй (быстрой) составляющей. При этом сечение целевой реакции, как было показано выше, в области быстрых нейтронов обратно пропорционально энергии нейтрона.

Сигнал с детекторов можно в общем виде записать как сумму сигналов от тепловых и быстрых нейтронов:

$$J_{\text{д}} = S_{\text{ТН}} \varphi_{\text{ТН}} + S_{\text{б}} \varphi_{\text{б}}, \quad (36)$$

где $S_{\text{ТН}}, S_{\text{б}}$ – средняя чувствительность датчиков в области тепловых и быстрых нейтронов соответственно.

Для выполнения требования точного измерения потока нейтронов в зоне облучения, необходимо чтобы сигнал с детекторов и скорость реакции образования примеси была пропорциональна:

¹⁰⁷ Патент № 2008373 С1 Российская Федерация, МПК С30В 31/20, С30В 29/06. Способ нейтронно-трансмутационного легирования кремния : № 5016613/26 : заявл. 15.12.1991 : опубл. 28.02.1994 / В. А. Варлачев, Е. С. Солодовников. – EDN TUEUCL.

$$\frac{N_{\text{лег}}}{J_{\text{д}}} = \text{const} = \frac{\Sigma_{\text{тн}}^{Si} \varphi_{\text{тн}} + \Sigma_{\text{б}}^{Si} \varphi_{\text{б}}}{S_{\text{тн}} \varphi_{\text{тн}} + S_{\text{б}} \varphi_{\text{б}}}, \quad (37)$$

Это выражение можно преобразовать, если выразить $\frac{\varphi_{\text{тн}}}{\varphi_{\text{б}}} = R(t)$:

$$\frac{N_{\text{лег}}}{J_{\text{д}}} = \frac{\Sigma_{\text{тн}}^{Si} + \frac{\Sigma_{\text{б}}^{Si}}{R(t)}}{S_{\text{тн}} + \frac{S_{\text{б}}}{R(t)}}, \quad (38)$$

Откуда можно сделать вывод, что снизить влияние второй компоненты на точность измерения скоростей реакции можно путем повышения доли тепловых нейтронов — «термолизацией» спектра. Отдельно можно отметить, что для целевой реакции $\Sigma_{\text{тн}}^{Si} \gg \Sigma_{\text{б}}^{Si}$, таким образом необходимо подобрать детекторы, удовлетворяющие такому же условию.

Для установки на базе горизонтального канала ГЭК-4 уже используются камеры КТВ-4. Камеры типа КТВ (камера триаксиальная внутризонная) имеют неоспоримые преимущества, делающие их пригодными для использования в установках мониторинга нейтронного потока. Во-первых, эти камеры имеют низкое значение постоянной времени (менее 1 мкс), что позволяет отслеживать все параметры в режиме «онлайн». Во-вторых, камеры имеют высокую чувствительность, полностью перекрывая диапазоны ожидаемых значений плотностей потоков нейтронов во всех режимах работы реакторной установки.

Камеры КТВ-4 используют реакцию деления, и как следствие возникновение электрического тока между электродами. Измеряемая величина тока, прямо пропорциональна скорости реакции деления.

Согласно сведениям, из базы оцененных ядерных данных ENDF/B-VIII.1, величины микросечений целевых реакций выглядят следующим образом (Рисунок 18 - Зависимость микроскопического сечения полного взаимодействия нейтронов с ядрами кремния Рисунок 28).

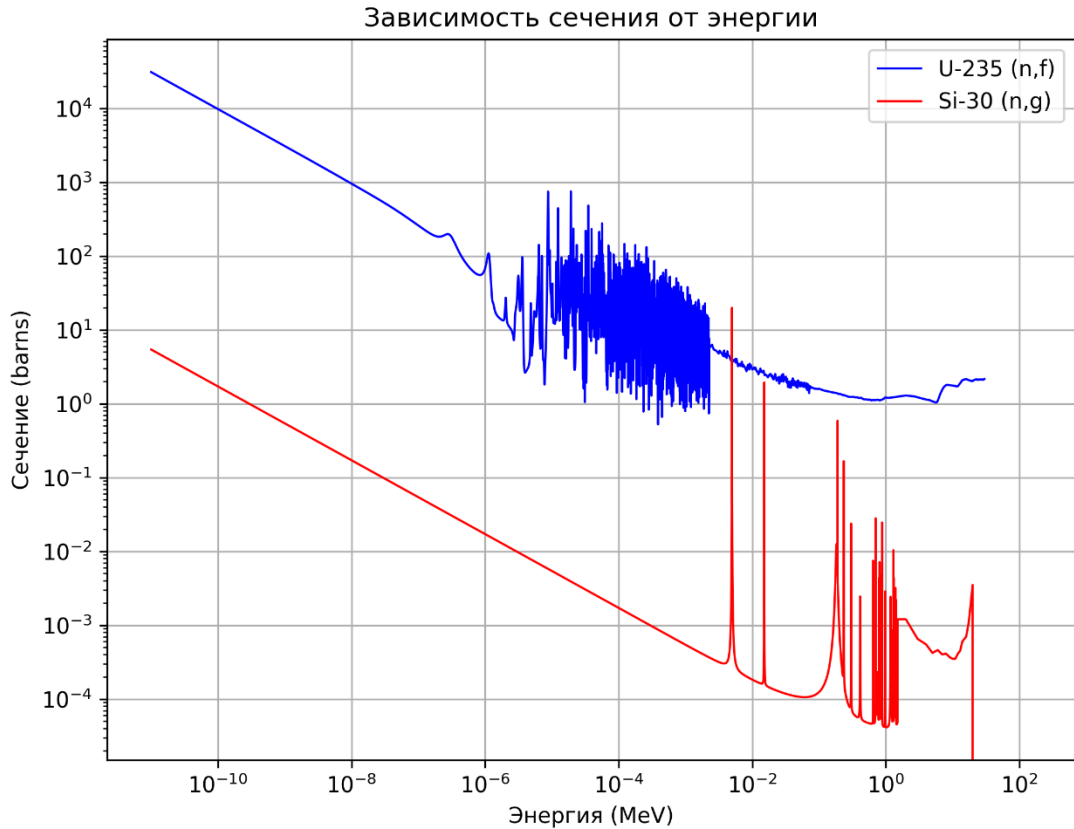


Рисунок 28 - Зависимость микроскопического сечения реакций радиационного захвата нейтрона ядром Si-30 и реакции делений U-235

При этом, разработанная полномасштабная модель, позволяет сделать вывод о том, что соотношение плотностей потока быстрых и тепловых нейтронов в зоне облучения, практически не изменяется – отклонение составляет не более 1 %, при средней погрешности измерения 0,5 %.

Учитывая вышесказанное, можно посчитать необходимое количество детекторов. Поток нейтронов Φ измеряется как количество нейтронов, регистрируемых датчиком за единицу времени. Если датчик регистрирует N нейтронов за время t , то поток можно оценить, как:

$$\Phi = \frac{N}{t \cdot A \cdot \epsilon}, \quad (39)$$

где A — эффективная площадь детектора, ϵ — эффективность детектора.

Статистическая погрешность измерения $\Delta\Phi$ связана с флуктуациями числа зарегистрированных нейтронов и описывается законом Пуассона:

$$\Delta\Phi = \frac{\sqrt{N}}{t \cdot A \cdot \epsilon} \quad (40)$$

Относительная погрешность:

$$\frac{\Delta\Phi}{\Phi} = \frac{1}{\sqrt{N}} \quad (41)$$

Если используется k датчиков, то общее количество зарегистрированных нейтронов увеличивается в k раз:

$$N_{\text{общ}} = k \cdot N \quad (42)$$

Соответственно, относительная погрешность уменьшается

$$\frac{\Delta\Phi}{\Phi} = \frac{1}{\sqrt{k \cdot N}} \quad (43)$$

При условии, что минимальное количество детекторов, с условием необходимого резервирования в случае выхода одного из них из строя, равняется двум, а за один такт считывания показаний с детектора, на нем проходит примерно 10^3 реакций (рассчитано методом Монте-Карло, в программе MCU), таким образом:

$$\frac{\Delta\Phi}{\Phi} = \frac{1}{\sqrt{2 \cdot 1000}} \approx 0,02 \quad (44)$$

Таким образом, можно с достаточно большой точностью измерять плотность потока нейтронов в экспериментальном канале для легирования кремния с помощью двух камер КТВ-4.

Перечисленные положения стали основанием для разработки технического задания на проектирование автоматизированной установки легирования кремния большого диаметра.

4.2. Оптимизация конструкции облучательного устройства

Как отмечалось выше, установка для легирования кремния, спроектированная совместно с АО «НИКИЭТ» размещается внутри бака

реактора ИРТ-Т, сбоку от активной зоны, на месте демонтированного «генератора активности». Установка смонтирована 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 схеме (Рисунок 29).

4.2.1. Оптимизация конструкции фильтра тепловых нейтронов

В ходе проектирования установки, главным конструктором реактора ИРТ-Т АО «НИКИЭТ» была предложена альтернативная конструкция фильтра (Письмо АО «НИКИЭТ» № 121-05/5813 от 17 мая 2019 года). из металлического гафния (Рисунок 30).

Конструкция фильтра обусловлена техническими ограничениями, связанными с возможностями предприятия-изготовителя. В связи с этим, было принято решение провести оптимизационные расчеты фильтра тепловых нейтронов. Расчетная модель, описанная в разделе 4.1, была модифицирована – добавлена кассета фильтра, удален фильтр, находящийся на трубе вертикального канала. Диаметр вертикального канала увеличен до 230 мм (Рисунок 31).

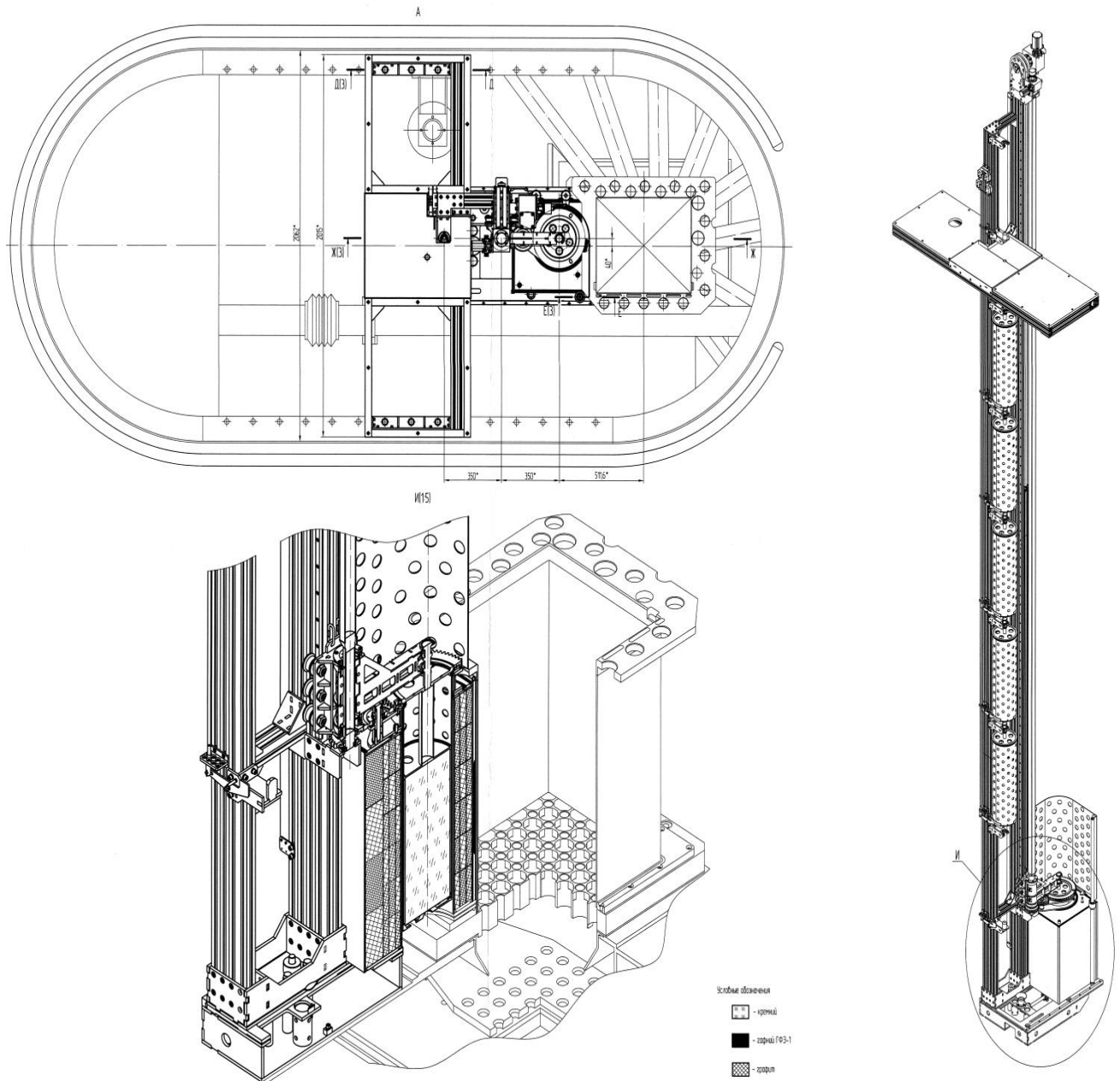


Рисунок 29 - Общий вид новой установки для легирования кремния: а – вид сверху, б – размещение графитовой призмы замедлителя относительно активной зоны, в – общий вид установки с размещенными на ней контейнерами

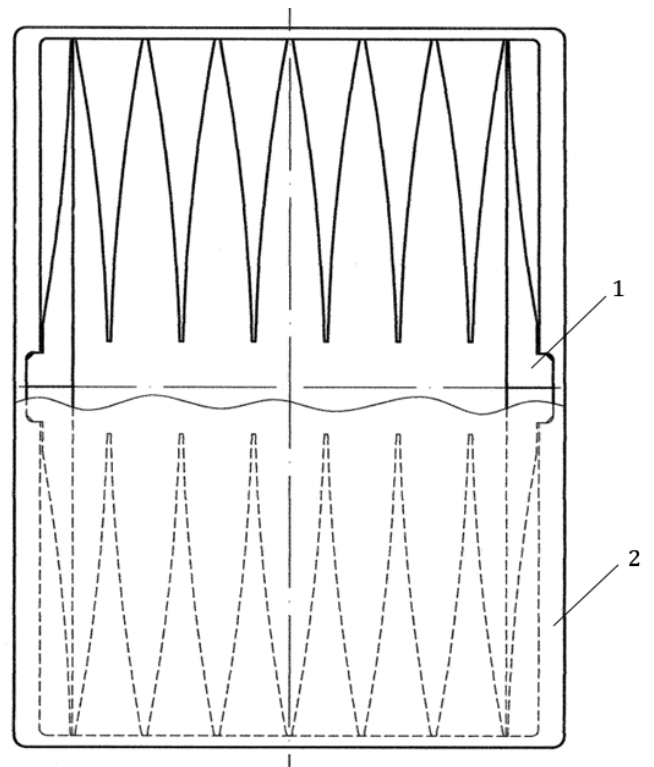


Рисунок 30 - Конструкция фильтра, предложенная главным конструктором:
1 – полосы из металлического гафния, 2 – алюминиевая оболочка кассеты
фильтра

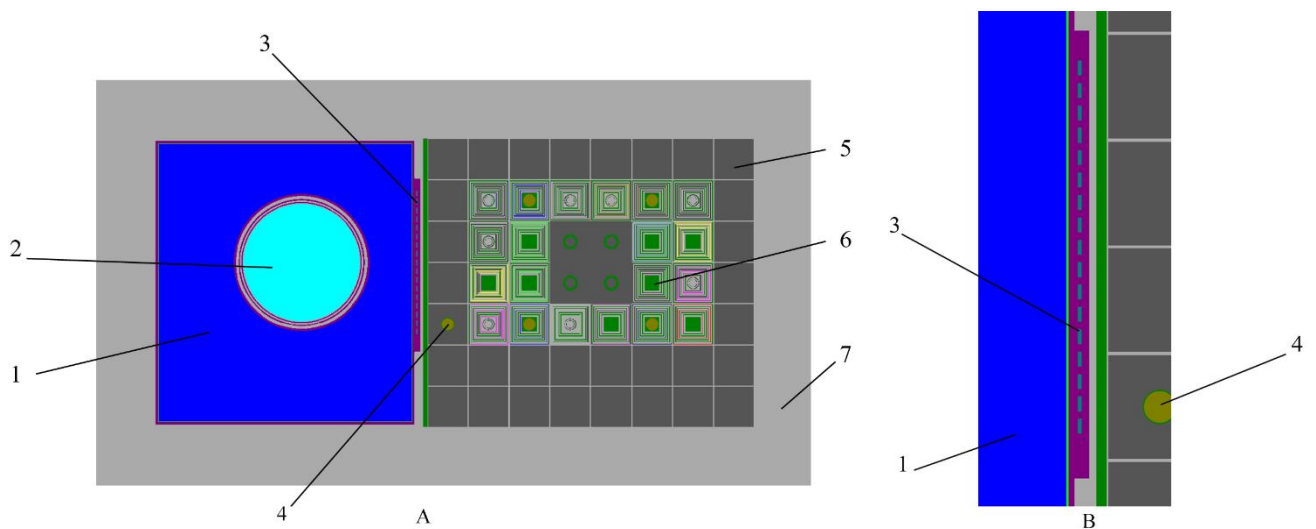


Рисунок 31 - Поперечный разрез расчетной модели: 1 – блок графитовый в
сборе; 2 – ампула с кремнием; 3 – кассета фильтра; 4 – стержень AP; 5 –
бериллиевые блоки; 6 – ТВС; 7 – вода

При расчетах высотной и радиальной неравномерности расчетная область была разбита на участки по высоте и по радиусу. Разбиение по высоте

составило 2 см, по радиусу – 1 см и 0,5 см. Схема разбиения модели представлена на поперечном разрезе (Рисунок 32).

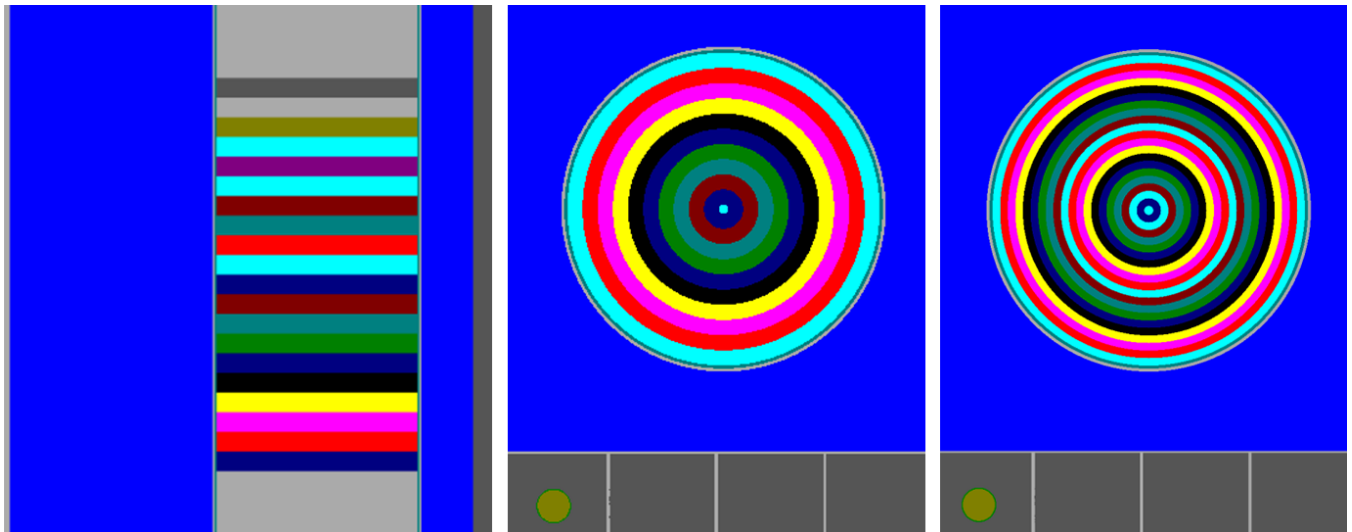


Рисунок 32 - Схема разбиения расчетных зон по высоте (слева) и по радиусу (варианты с толщиной слоя 1,0 и 0,5 см, по центру и справа, соответственно)

Полученное распределение плотности потока нейтронов по высоте приведено на графике (Рисунок 33). Статистическая погрешность расчетов составляет $\pm 0,1 \%$. Кривая 1 соответствует расчету без профилирования (коэффициент неравномерности энерговыведения по высоте составляет $K_z = 1,12$). Кривые 2, 3, 4 соответствуют вариантам с небольшим зазором между полосами гафния (2 мм, 3 мм и 4 мм), кривая 5 соответствует плотному прилеганию полосок гафния друг к другу. Коэффициент неравномерности по высоте (K_z) при этом меняется от 1,063 до 1,071.

Из графика видно, что наилучший профиль поля тепловых нейтронов по высоте, достигается при плотном размещении полосок гафния. При этом коэффициент неравномерности, рассчитанный по формуле $ARV = 100 \frac{\rho_{max}^{plane} - \rho_{min}^{plane}}{\rho_{min}^{plane}}$ (в %) (9), равен 1,07, что в целом, соответствует современным требованиям по легированию слитков кремния.

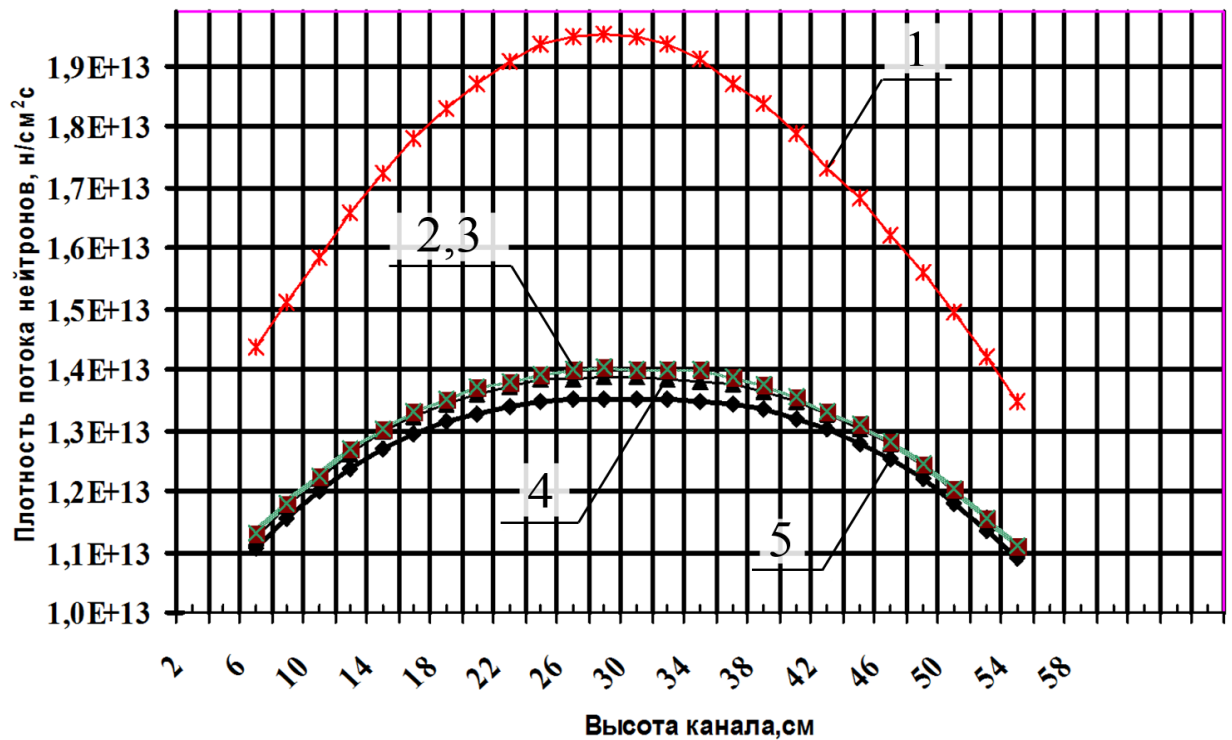


Рисунок 33 - Распределение плотности потока нейтронов по высоте

4.2.2. Распределение плотности потока тепловых нейтронов по высоте и радиусу канала созданной установки

Для расчета распределения плотности потока тепловых нейтронов по высоте и радиусу установки, внутри канала размещен свиток кремния предельного размера (высота 500 мм, диаметр 203 мм), сверху и снизу которого установлены элементы из чистого алюминия высотой 50 мм. В первый серии расчетов, для определения распределения по высоте слиток был равномерно разбит на 50 регистрационных зон по высоте. Во второй серии для определения, слиток был поделен на 10 концентрических секторов равной толщины.

Первая серия включала в себя определение плотности потока при среднем положении стержней регулирования за компании реактора №№ 104–108. Все плотности потока были нормированы на среднее, для исключения влияния выгорания топлива и возможных колебаний мощности установки. Результаты моделирования показаны ниже (Рисунок 35).

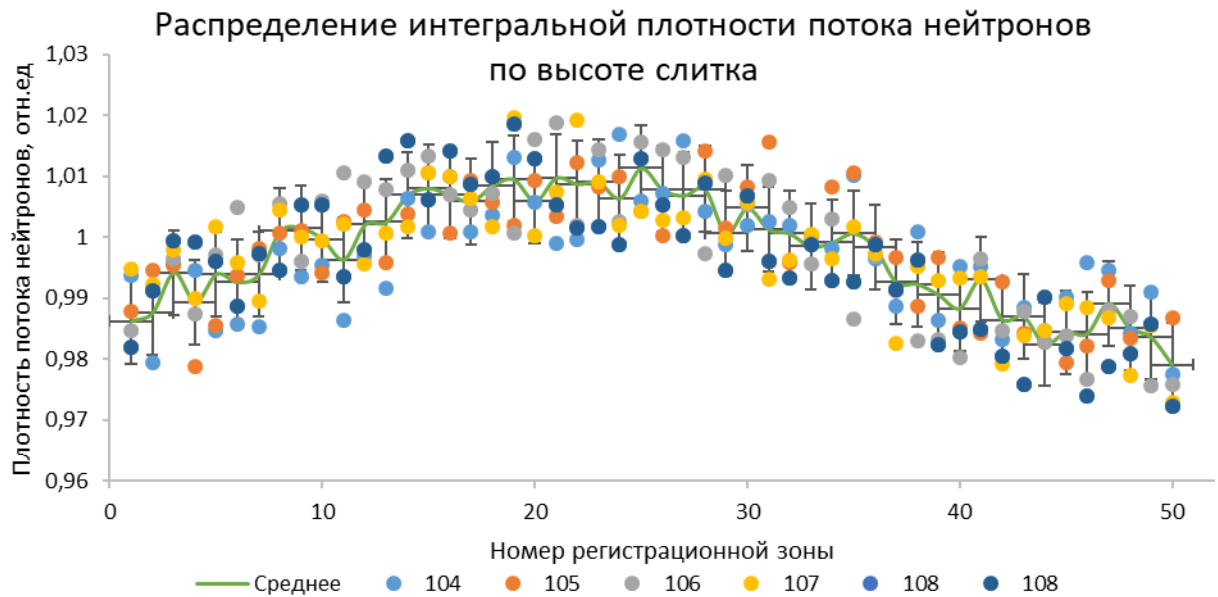


Рисунок 34 - Расчет распределения плотности потока по высоте слитка

Результаты расчета показывают, что коэффициент неравномерности, рассчитанный по формуле $ARV = 100 \frac{\rho_{max}^{plane} - \rho_{min}^{plane}}{\rho_{min}^{plane}}$ (в %)(9) составляет около 1,04. Максимальное значение плотности потока находится чуть ниже середины слитка (20-25 регистрационная зона). Это вызвано искажением плотности потока нейтронов стержнем автоматического регулирования.

Вторая серия так же включала в себя определение плотности потока при среднем положении стержней регулирования за компании реактора №№ 104–108. Регистрационные зоны расположены снаружи во внутрь. Таким образом зона номер 1 соответствует внешней поверхности слитка, зона номер 10 – центру слитка. Аналогично первой серии все плотности потока были нормированы на среднее. Результаты моделирования показаны на графике распределения потока по радиусу слитка (Рисунок 35).

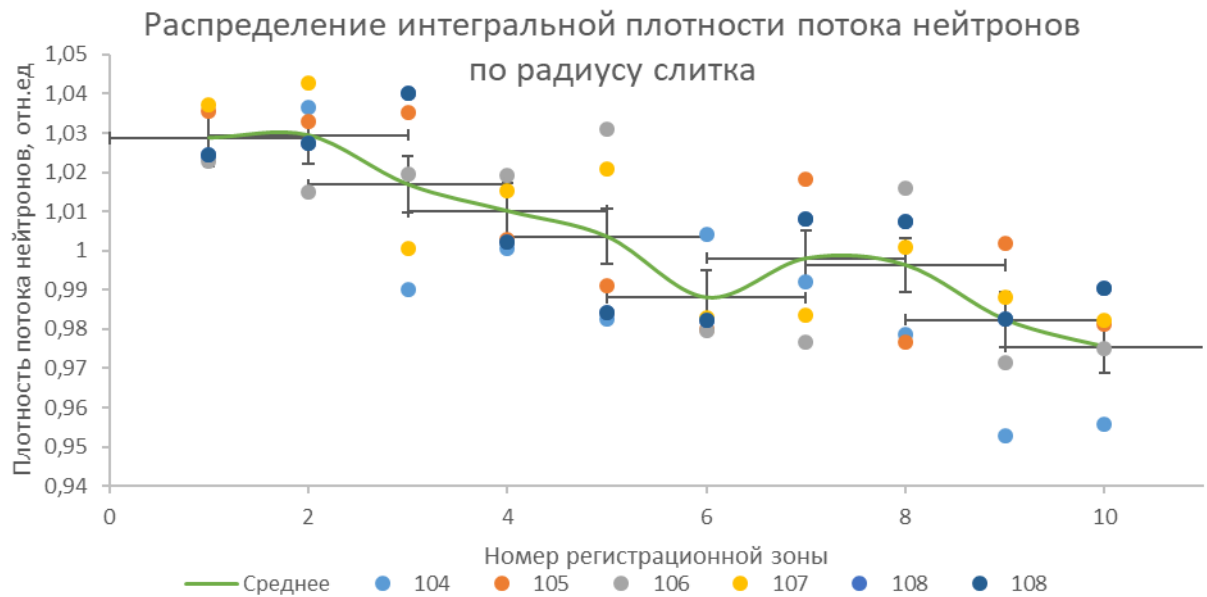


Рисунок 35 - Результаты моделирования плотности потока тепловых нейтронов по радиусу слитка кремния

Результаты расчета показывают, что коэффициент неравномерности по диаметру слитка составляет около 1,09. Максимальное значение плотности потока находится на внешней поверхности слитка, что хорошо согласуется с теоретическими сведениями.

4.3. Оптимизация режима работы реакторной установки

4.3.1. Регламент извлечения стержней регулирования

Изменения нейтронного поля в реакторе могут быть связаны как с изменением материального состава активной зоны (выгорание топлива), так и с изменением геометрических параметров.

Единственными подвижными элементами активной зоны, помимо образцов в экспериментальных каналах, являются стержни системы управления и защиты (стержни СУЗ). Проектом реактора ИРТ-Т предусмотрено девять стержней: шесть компенсирующих стержней, два стержня аварийной защиты и один стержень автоматического

регулирования, расположенный в одном из блоков бериллиевого отражателя¹⁰⁸.

Стержни выполнены из карбида бора и, в силу высокой поглощающей способности изотопа В-10, вносят существенные возмущение в поле нейтронов во всем объеме активной зоны.

Наибольшим физическим весом (под физическим весом здесь и далее подразумевается поглощающая способность органа регулирования) обладают два стержня аварийной защиты и, расположенные симметрично им, стержни группы КС-3 (Рисунок 10). Однако, их влиянием в условия настоящего исследования можно пренебречь, поскольку стержни АЗ, во время работы установки на мощности расположены на уровне верхних концевых выключателей, и, как показывает опыт эксплуатации реактора¹⁰⁹, стержни группы КС-3, обычно так же находятся на верхней отметке.

Стержни группы КС-1 и КС-2 расположены в левой и правой части активной зоны. Их среднее глубина погружения в зону во время кампании ~20 см. В целом, именно эти две группы стержней определяют профиль аксиального распределения нейтронного поля в активной зоне реактора. В рамках текущего регламента эксплуатации, по мере выгорания топлива и снижения реактивности, группы стержней двигаются попеременно с шагом равным 1 сантиметру, и разница в их положении составляет не более ± 2 см. Перемещение стержней от начального положения кампании до ее окончания занимает приблизительно 600 часов, при среднем времени облучения слитка кремния равным 100 часам, можно считать, что стержни групп КС-1 и КС-2 не оказывают существенного влияния на аксиальное распределение в вертикальном периферийном экспериментальном канале¹¹⁰. Однако, эти

¹⁰⁸ 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.

¹⁰⁹ Методические указания по оценке и определению эффективности рабочих органов СУЗ, ТВС и бериллиевых блоков активной зоны исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т – утв. ТПУ 29.04.2020 – Томск, 2022 – 9 с.

¹¹⁰ Лебедев И.И. и др. Влияние положения органов регулирования на параметры экспериментальных каналов реактора ИРТ-Т // III Международная школа-конференция молодых атомщиков Сибири : сборник

стержни вносят существенный вклад в общее отклонение формы поля от косинусоиды, и это изменение, безусловно, необходимо учитывать в разработке регламента облучения монокристаллического кремния на новой установке¹¹¹.

Результаты расчёта влияния стержней КС-1 и КС-2 приведены ниже (Таблица 3).

Таблица 3 - 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

тезисов докладов, г. Томск, 28-30 ноября 2012 г. / Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ) ; Росатом. — Томск: Изд-во ТПУ, 2012. — [С. 20-21].

¹¹¹ 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.

при этом в крайних положениях величина средней плотности потока нейтронов отличается на величину $\sim 30\%$.

Таким образом, при эксплуатации установки, потребуется проводить исследования возможности изменения регламента извлечения стержней в целях оптимизации параметров облучения образцов в экспериментальных каналах.

4.3.2. Оптимизация размещения тепловыделяющих сборок в активной зоне ядерного реактора

Скорость выгорания U-235 в ТВС прямо зависит от плотности потока нейтронов. В этом случае создается система с отрицательной обратной связью – уменьшение концентрации делящегося изотопа приводит к снижению скорости реакции и соответствующему уменьшению плотности потока нейтронов¹¹², таким образом со временем происходит выравнивание нейтронного поля, обусловленного степенью выгорания топлива¹¹³.

Существует два варианта компоновки активной зоны с точки зрения размещения «свежих» ТВС: в первом случае, «свежие» сборки размещаются со стороны экспериментального канала, тем самым повышая интегральную плотность потока нейтронов в нем, во втором случае, со стороны облучательной установки размещаются сборки с большей глубиной выгорания, снижающие поток в целом, но приводящие к выравниванию профиля потока, падающего на поверхность графитовой призмы¹¹⁴.

Таким образом при выборе способа загрузки топлива следует руководствоваться текущим состоянием облучательной установки и при каждой перегрузке учитывать влияние степени выгорания ТВС на параметры нейтронного поля.

¹¹² Лебедев И.И. и др. Возможность использования низкообогащенного топлива в реакторе ИРТ-Т // Известия ВУЗов. Физика. — 2012. — Т. 55, № 11/2. — С. 360–366.

¹¹³ 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].

¹¹⁴ 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.

4.3.3. Расположение стержня автоматического регулирования

Наибольший интерес с точки зрения повышения плотности нейтронного поля в экспериментальном канале ВЭК-К представляет стержень АР, поскольку, несмотря на малый физический вес, он расположен между топливной частью активной зоны и экспериментальным каналом, а, следовательно, в существенной мере «затеняет» область облучения.

Кроме того, частота перемещения стержня АР во время эксплуатации установки негативно влияет на однородность нейтронного поля. Для получения равномерного распределения поля нейтронов по высоте экспериментального канала, требуется создание подвижного фильтра нейтронов,двигающегося синхронно со стержнем АР и компенсирующего его вклад в общую неоднородность аксиального распределения нейтронного поля. В среднем, период передвижения стержня АР от нижнего положения до 110 мм глубины (положение при котором в логике работы системы СУЗ происходит извлечение одной из групп КС) происходит за 10–12 часов. Таким образом, за время облучения слитка кремния, происходит циклическое изменение аксиального распределения 8–10 раз.

Создание движущегося фильтра тепловых нейтронов – это сложная инженерно-техническая задача. Фильтр тепловых нейтронов принципиально является поглотителем и обладает достаточно большим размером (более 200 мм поперечного сечения). Это означает, что даже, находящийся за пределами активной зоны поглощающий элемент будет оказывать влияние на реактивностные параметры активной зоны, что недопустимо с точки зрения ядерной безопасности, поскольку может вызвать циклические изменения положения компенсирующего стержня АР.

Оптимальным решением является перенос стержня автоматического регулирования на противоположную грань активной зоны. В силу симметричности компоновки реактора ИРТ-Т, это изменение не приведет к

изменению параметров, влияющих на безопасность (дифференциальных и интегральных характеристик поглощения).

Для определения влияния стержня АР на профиль потока нейтронов на ближайшей к активной зоне грани призмы были проведены 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-й были на ВКВ, а органы регулирования КС-1-й, КС-2-й на высоте 30 см. Результаты расчёта представлены на рисунках ниже (Рисунок 36, Рисунок 37).

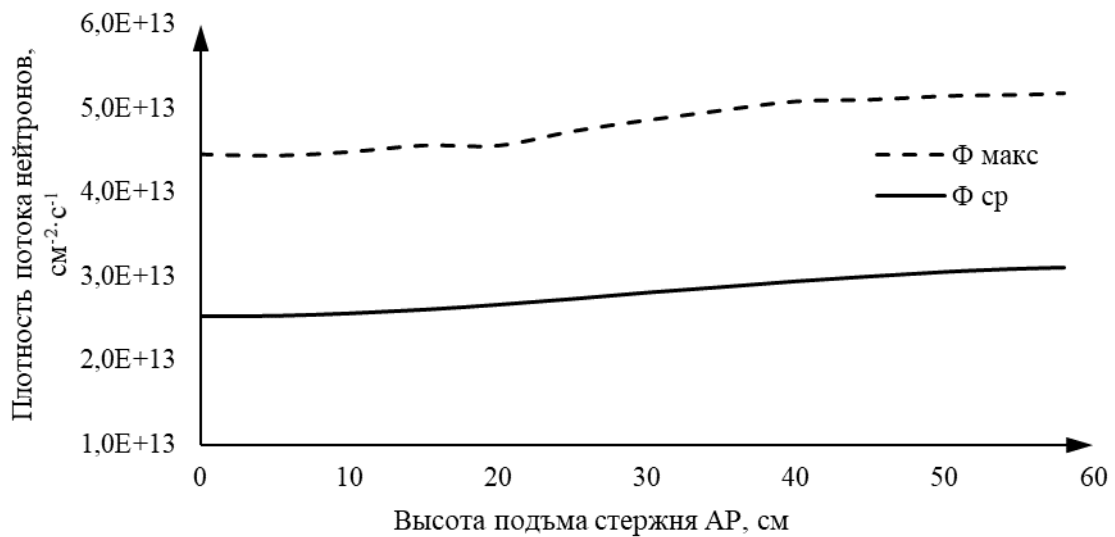


Рисунок 36 - Зависимость плотности потока тепловых нейтронов на поверхности призмы от глубины погружения АР

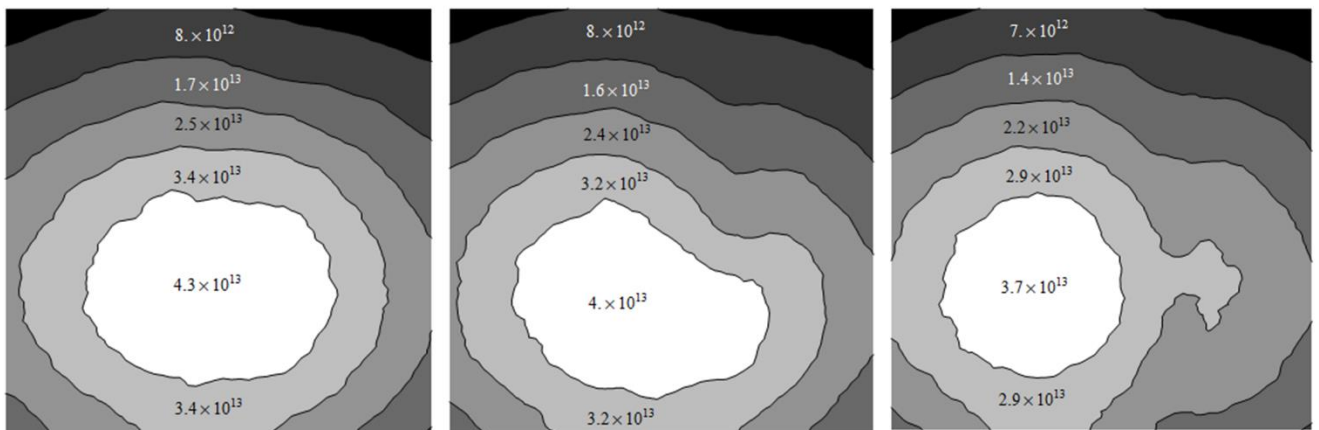


Рисунок 37 - Зависимость формы нейтронного поля на поверхности призмы от глубины погружения АР, слева-направо: 60 см, 30 см, 0 см

Из рисунков видно, что АР оказывает существенное влияние на форму нейтронного поля на поверхности призмы. Именно поэтому, для дальнейшего расчета было рекомендовано переместить АР симметрично относительно линии, проходящей через центр, параллельной графитовой призме. Модель расчёта представлена ниже (Рисунок 38). В случае монтажа новой установки на реакторе ИРТ-Т, вопрос о переносе стержня АР, будет решаться по результатам экспериментального облучения образцов.

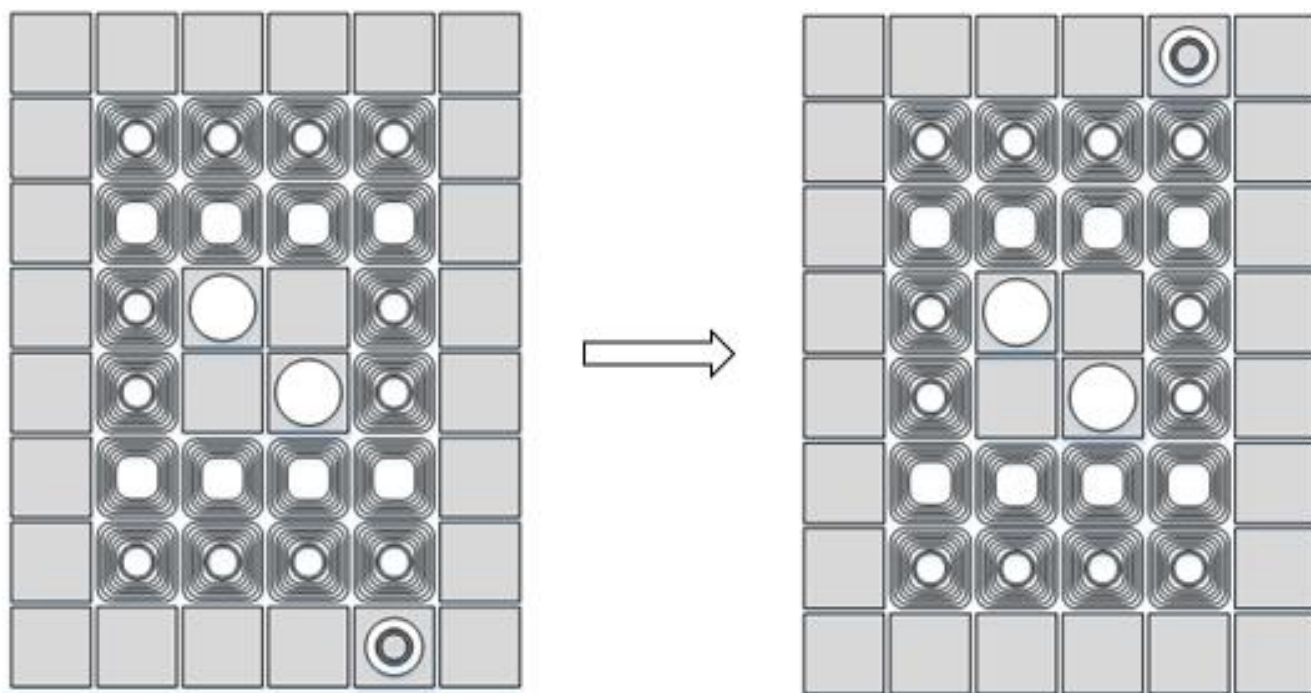


Рисунок 38 - Схема расчёта возможной конфигурации активной зоны

Результаты расчёта модели представлены ниже (Таблица 4, Рисунок 39).
Таблица 4 - Плотность потока тепловых нейтронов на поверхности призмы при изменении конфигурации активной зоны

	$\Phi_{\text{макс}}, \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	$\Phi_{\text{ср}}, \text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$
Старое положение	$4,83 \cdot 10^{13}$	$2,81 \cdot 10^{13}$
Новое положение	$5,47 \cdot 10^{13}$	$3,27 \cdot 10^{13}$

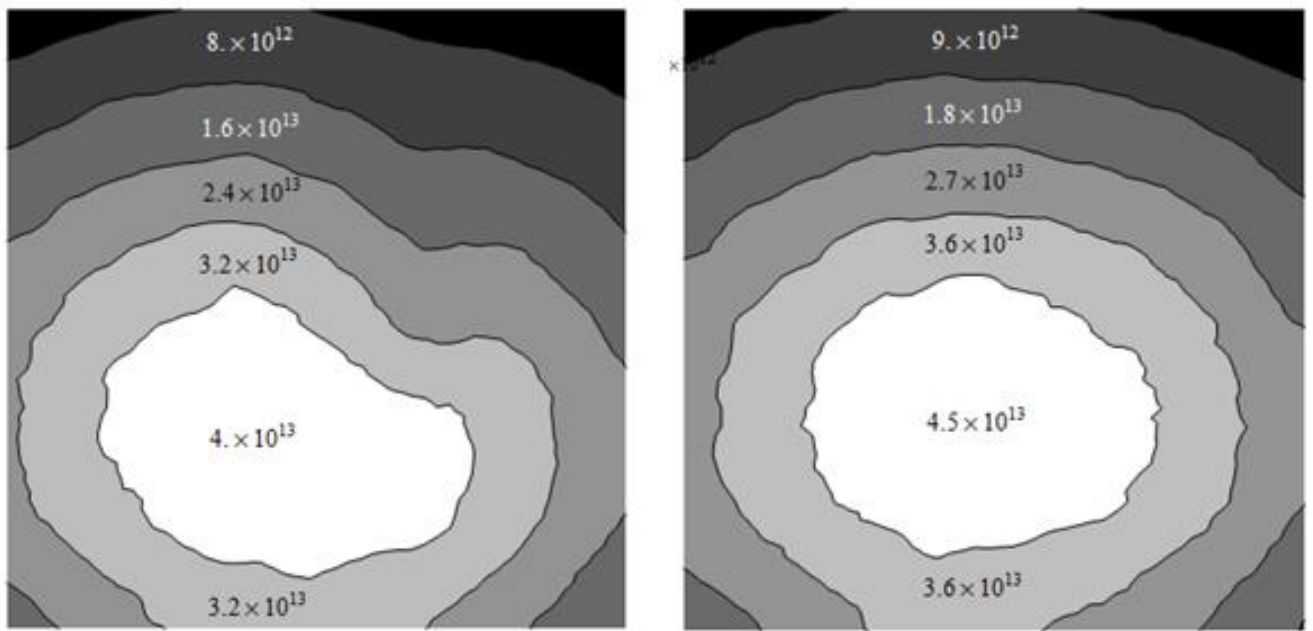


Рисунок 39 - Форма нейтронного поля при различных конфигурациях, слева – старое положение AP, справа – новое положение AP

Стоит отметить, что средняя глубина погружения AP при стационарной работе ядерного реактора составляет около 27 см, расчет проводился в близком к этому состоянию с глубиной погружения 30 см. Из таблицы 4.4 видно, что перенос AP позволит увеличить среднюю плотность потока тепловых нейтронов на поверхности призмы ~ на 15 %, при этом выравнивая форму нейтронного поля, что положительно скажется на однородности протекания НТЛ.

4.3.4. Влияние отравление бериллиевого отражателя

При проведении расчетных исследований на первом этапе не был учтён процесс отравления бериллиевого отражателя, который оказывает существенное влияние на распределение нейтронного поля. Стоит отметить, что во время эксплуатации в бериллиевом отражателе накапливается ряд нуклидов, которые ухудшают замедляющие свойства отражателя.

Изменение свойств отражателя обусловлено двумя процессами: накопление газообразных продуктов распада, таких как H-3 и He-4, что приводит к изменению структуры бериллиевого блока, а также накопление

продуктов распада, которые имеют высокие значения микроскопических сечений реакций радиационного захвата. К таким нуклидам относятся He-3 и Li-6. Зависимость микроскопических сечений от энергии налетающего нейтрона представлена ниже (Рисунок 40). Данные получены с помощью оценённой базы ядерных данных ENDF/B-VIII.0.

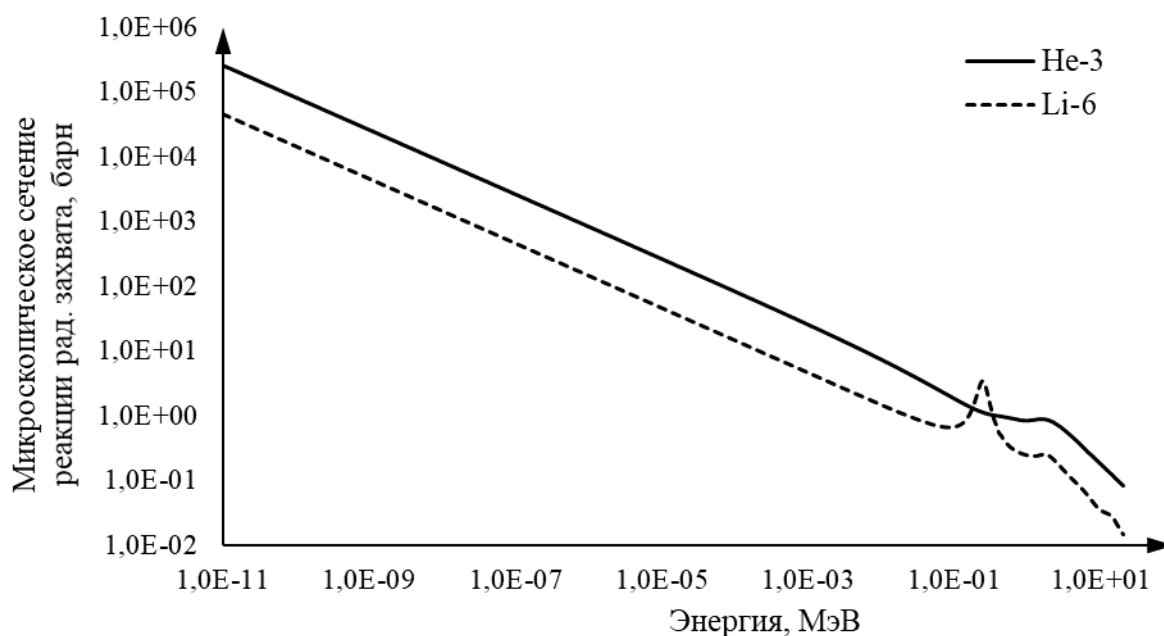


Рисунок 40 - Зависимость микроскопических сечений от энергии нейтрона

Для оценки влияния отравления бериллиевого отражателя на величину плотности потока нейтронов в новом экспериментальном канале рассматривалось три случая: все блоки отражателя «свежие», все блоки отражателя «отравленные» и замена на «свежие» только ряда который является граничным с облучательным объемом. Варианты расчёта схематично представлены ниже (Рисунок 41).

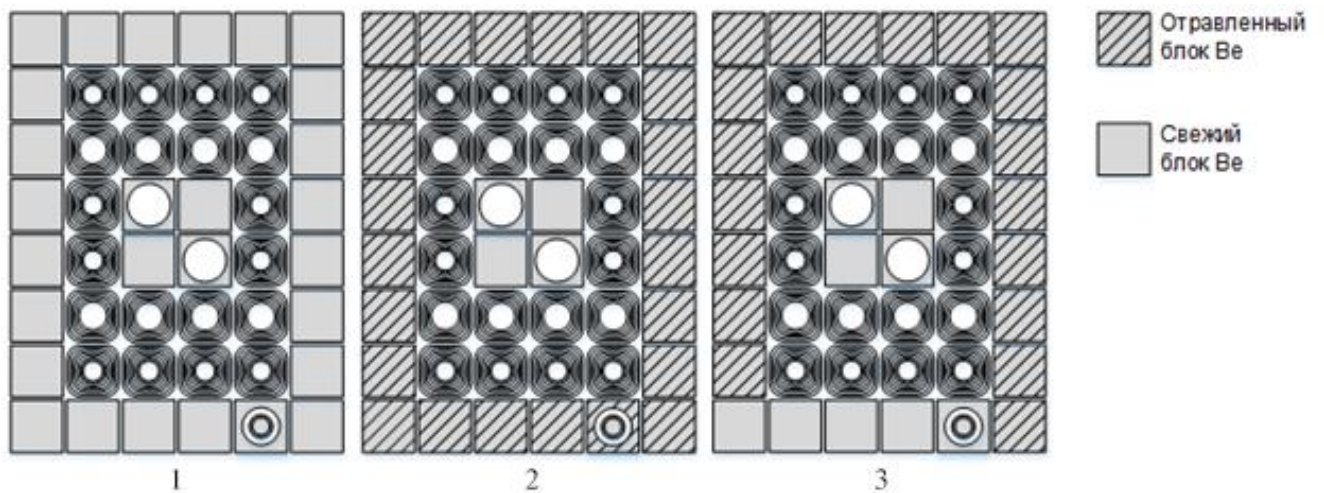


Рисунок 41 - Варианты расчёта для оценки влияния эффекта отравления отражателя: 1 – все блоки заменены на «свежие», 2 – все блоки «отравлены», 3 – заменен только нижний ряд

Изотопный состав бериллиевых блоков был смоделирован в соответствии с режимами эксплуатации ядерной установки¹¹⁵ с 1984 года на конец 2020 года. Результаты расчёта представлены графике ниже (Рисунок 42).

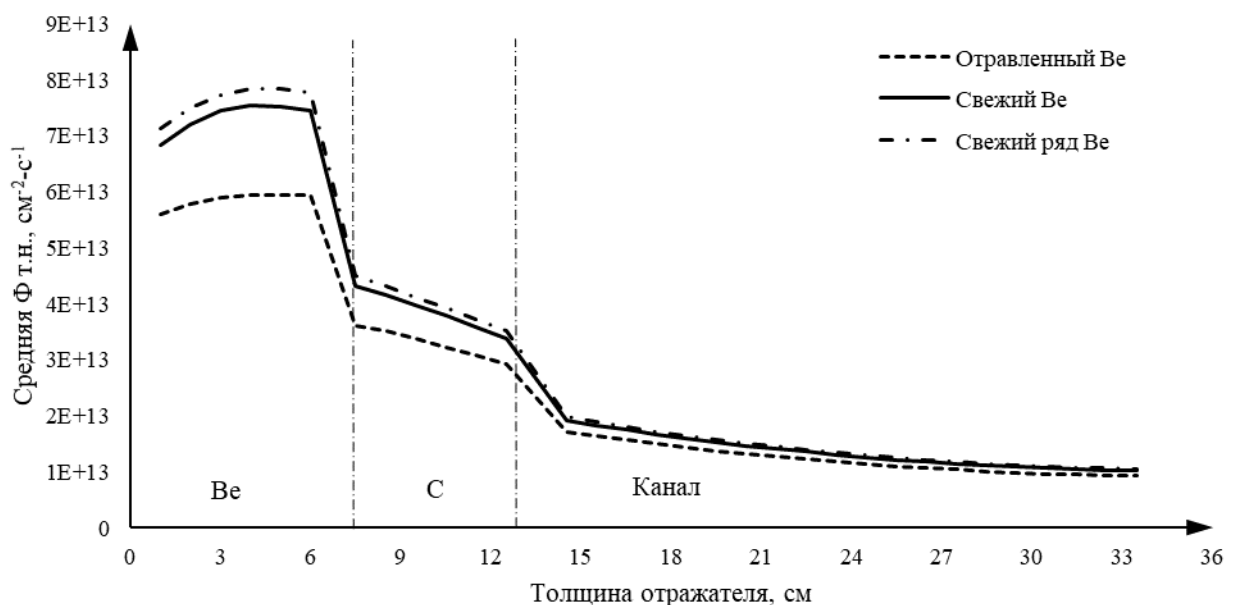


Рисунок 42 - Профиль распределения тепловых нейтронов при различных изотопных составах бериллиевого отражателя

¹¹⁵ 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.

Из полученных результатов видно, что значение плотности потока нейтронов при различных изотопных составах отражателя имеет наибольшее отличие на периферии активной зоны, причем в области облучательного объёма при увеличении расстояния от активной зоны различие в значениях уменьшается. Однако, при замене отравленного бериллия на свежий (вариант 1), плотность потока тепловых нейтронов в области облучаемого образца увеличивается на 10,9 %. Если оставить отражатель отравленным и заменить только граничащий с облучательным объёмом ряд бериллиевого отражателя (вариант 3), то плотность потока тепловых нейтронов увеличивается на 13,7 % по отношению к варианту расчёта с отравленным бериллием. Данный эффект обусловлен изменением распределения формы нейтронного поля за счёт накопления поглощающих нуклидов в отражателе.

Таким образом, при установке нового экспериментального канала, замена граничащего ряда бериллиевого отражателя с облучательным объёмом позволит повысить производительность установки до 13,7 %.

4.3.5. Увеличение мощности реактора

Существует прямая зависимость между мощностью реакторной установки и плотностью потока нейтронов. Таким образом, самым очевидным способом уменьшить время облучения в экспериментальных каналах ядерного реактора, является увеличение мощности установки, если такое допускается проектом установки.

Проведенные при обосновании безопасности реактора ИРТ-Т расчеты, имели весьма консервативный подход, в силу отсутствия возможностей по созданию точной модели реактора. Благодаря созданию детальной модели активной зоны реактора ИРТ-Т¹¹⁶ появилась возможность установления значений энерговыделения в любой точке активной зоны.

¹¹⁶ Лиханов А. К., Елпашев С. Н., Наймушин А. Г. Исследование нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ИРТ-Т. [Электронный ресурс] Режим доступа: <http://www.lib.tpu.ru/fulltext/v/Conferences/2011/K06/116062.pdf> (дата доступа: 11.10.2016).

Сдерживающим фактором увеличения мощности является отвод тепла от тепловыделяющих элементов и всей активной зоны в целом¹¹⁷.

4.3.5.1. Методика расчета допустимой тепловой мощности

При расчете максимально допустимого уровня мощности использовались паспортные значения по геометрическим, материальным характеристикам и по технологическим параметрам сборок, накладывающие ограничение на их эксплуатацию в реакторе, а также экспериментально определенные значения скоростей водяного теплоносителя в зазорах между твэлами. Полученные на стадии физического расчета данные о распределении энерговыделения по сечению и высоте активной зоны и топливных сборок также использовались как входные параметры для теплового расчета. При этом принималось во внимание, что наиболее близко к проектным ограничениям приближаются сборки с максимальными значениями мощности и коэффициентами неравномерности распределения энерговыделения по их объему. Как было определено на стадии нейтронно-физического расчета, это были, в основном, сборки со свежим топливом. Поэтому именно эти ТВС и выбирались для расчетов. В наиболее нагруженных ТВС, выбиралось азимутальное направление с самым напряженным по значению энерговыделения участком.

В качестве критерия, ограничивающего мощность ТВС, была принята температура начала поверхностного кипения теплоносителя, характеризующей температуру стенки твэла к моменту образования на стенке первых пузырей. При обосновании безопасности реактора ИРТ-Т, для определения температуры начала поверхностного кипения использовалась формула Форстера-Грейфа¹¹⁸:

$$T_{\text{нк}} = T_s + 2,04 \cdot Q^{0,35} \cdot P^{-0,23} \quad (45)$$

¹¹⁷ Кирсанов Г. А. Теплофизика реактора ВВР-М. [Электронный ресурс] Режим доступа: <http://nrd.pnpi.spb.ru/wwrm50/pdf/ch19.pdf> (дата доступа: 10.10.2016)

¹¹⁸ Forster H. K., Greif R. Heat transfer to a boiling liquid mechanism and correlations // J. Heat Transfer. – 1959. – Т. 81. – №. 1. – 43-53 p.

где:

T_s — температура насыщения теплоносителя, °C,

Q — плотность теплового потока, кВт/м²;

P — давление, бар.

Однако, эта корреляция предназначена для определения температуры начала кипения для случая плоской горизонтальной тепловыделяющей поверхности, с направлением тепловыделения вверх, в то время как формула Берглеса-Розенау¹¹⁹, учитывает вертикальное расположение тепловыделяющей поверхности, и, что более важно, течение теплоносителя сверху-вниз:

$$T_{\text{нк}} = T_s + 0,555 \left(\frac{Q}{1,053 p^{1,156}} \right)^{p^{\frac{0,0234}{2,17}}} \quad (46)$$

где:

T_s — температура насыщения теплоносителя, °C,

Q — плотность теплового потока, кВт/м²;

P — давление, бар.

Коэффициент запаса до начала поверхностного кипения воды на поверхности самого напряженного твэла определялся следующим образом:

$$k = \frac{T_{\text{нк}} - T_{\text{вх}}}{T_{\text{max}} - T_{\text{вх}}} \quad (47)$$

где:

$T_{\text{нк}}$ — температура начала поверхностного кипения воды, определяемая по формуле (корреляции) Берглеса-Розенау, °C:

$T_{\text{вх}}$ — температура теплоносителя на входе в активную зону, °C;

T_{max} — максимальная температура поверхности твэла, °C.

Критический тепловой поток определялся по формуле Миршака¹²⁰ для трубных твэлов с движением т/н сверху вниз (кВт/м²):

¹¹⁹ Bergles A.E., Rohsenow W.M. The determination of forced convection surface boiling heat transfer — J. Heat transfer, volume 86, 1964. — 363 p

¹²⁰ Mirshak S., Durant W. D., Towell R. H. Heat Flux at Burnout. DuPont, DP-335. – 1959.

$$q_{кр} = 1510(1 + 0,1198W)(1 + 0,00914\Delta T_{\text{тепл}})(1 + 0,19P) \quad (48)$$

где:

W — скорость теплоносителя, м/с;

$\Delta T_{\text{тепл}}$ — недогрев теплоносителя до температуры насыщения на выходе из канала, °С;

P — давление теплоносителя, бар.

Тепловой поток с поверхности ТВЭЛОВ оценивался с помощью выражения:

$$Q_{s1}^{\text{BH}} = \alpha(T_0 - t_0) \quad (49)$$

где:

α — коэффициент теплоотдачи с поверхности ТВЭЛА;

T_0 — температура на поверхности ТВЭЛА,

t_0 — температура теплоносителя.

Теплопроводность алюминиевого сплава оболочки ТВЭЛА была принята равной $\lambda_{Al} = 176$ Вт/(м °С). Сердечник ТВЭЛА состоит из смеси диоксида урана и алюминиевого сплава. Его теплопроводность оценивалась по формуле Оделевского¹²¹:

$$\lambda_{core} = A(x_i, \lambda_i, a) + \sqrt{A^2(x_i, \lambda_i, a) + a \cdot \lambda_{Al} \cdot \lambda_{UO_2}} \quad (50)$$

где:

$$A(x_i, \lambda_i, a) = \frac{\lambda_{Al} \cdot (x_{Al} - a \cdot x_{UO_2}) + \lambda_{UO_2} \cdot (x_{UO_2} - a \cdot x_{Al})}{2}, \quad (51)$$

где:

$a = 0,5$;

λ_{UO_2} — теплопроводность двуокиси урана;

λ_{Al} — теплопроводность алюминиевого сплава;

x_i — объемная доля входящих в материал компонентов.

¹²¹ Оделевский В.И. Расчет обобщенной проводимости гетерогенных систем // Журн. Техн. физ., 1951.- 21, № 6.- С. 667-685.

При расчетах было принято несколько заниженное значение (консервативный подход) теплопроводности сердечника твэла — $150 \text{ Вт}/(\text{м}^\circ\text{C})$.

4.3.5.2. Результаты расчета допустимой тепловой мощности установки

В качестве референтской модели зоны была принята зона с максимальным значением неравномерности энерговыделения по ТВС, за всю эксплуатационную историю реактора ИРТ-Т, со средним выгоранием по ТВС, показанным на картограмме ниже (Рисунок 43), так же на картограмме представлено относительное энерговыделение по ТВС. Ячейка с максимальным относительным энерговыделением выделена жирным шрифтом.

Наиболее напряженными по уровню мощности среди восьмитрубных сборок оказались угловые ячейки, поэтому для теплофизических расчетов была выбрана ТВС, расположенная в правом верхнем углу активной зоны. Абсолютная мощность ее составила 399 кВт. Это «свежая» сборка, поэтому энерговыделение в ней выше, чем в остальных ТВС, кроме того, она установлена с правой стороны активной зоны, с которой находится ВТС, представляющий собой практически бесконечный (более чем в 10 раз превышающий длину пробега нейтрона) блок отражателя, существенно повышающий плотность потока тепловых нейтронов в этой зоне.

Среднее выгорание ^{235}U по ячейкам (% от первоначальной загрузки)				Распределение плотности числа делений по ячейкам реактора (нормировано на среднее значение), отн. ед.			
0,00	45,67	46,79	0,00	1,18	0,91	0,92	1,33
46,47	51,96	53,60	52,21	0,79	0,86	0,88	0,85
42,93			47,35	1,07			1,17
44,11			46,52	1,09			1,16
47,94	52,72	53,03	50,98	0,81	0,87	0,87	0,85
0,00	46,45	46,62	0,00	1,22	0,92	0,93	1,31

Рисунок 43 - Распределение глубины выгорания топлива и энерговыделения (нормировано на среднее значение) по ячейкам активной зоны на кампании в режиме частичных перегрузок

На графике (Рисунок 44) приведены радиальные распределения энерговыделения для наиболее нагруженной восьмитрубной ТВС по различным азимутальным направлениям.

Максимальное значение удельного энерговыделения в сердечнике твэла для восьмитрубной ТВС составило 2,698 кВт/см³.

При среднем подогреве теплоносителя в восьмитрубной ТВС 9,7 °С максимальное значение температуры воды не превысит 65,8 °С. Наибольшую удельную мощность в ТВС имеет наружный твэл, поэтому в нем и достигаются максимальные значения температуры топлива (86,7 °С), поверхности оболочки (85 °С) и максимальные значения плотности теплового потока от твэлов к теплоносителю – 537 кВт/м².

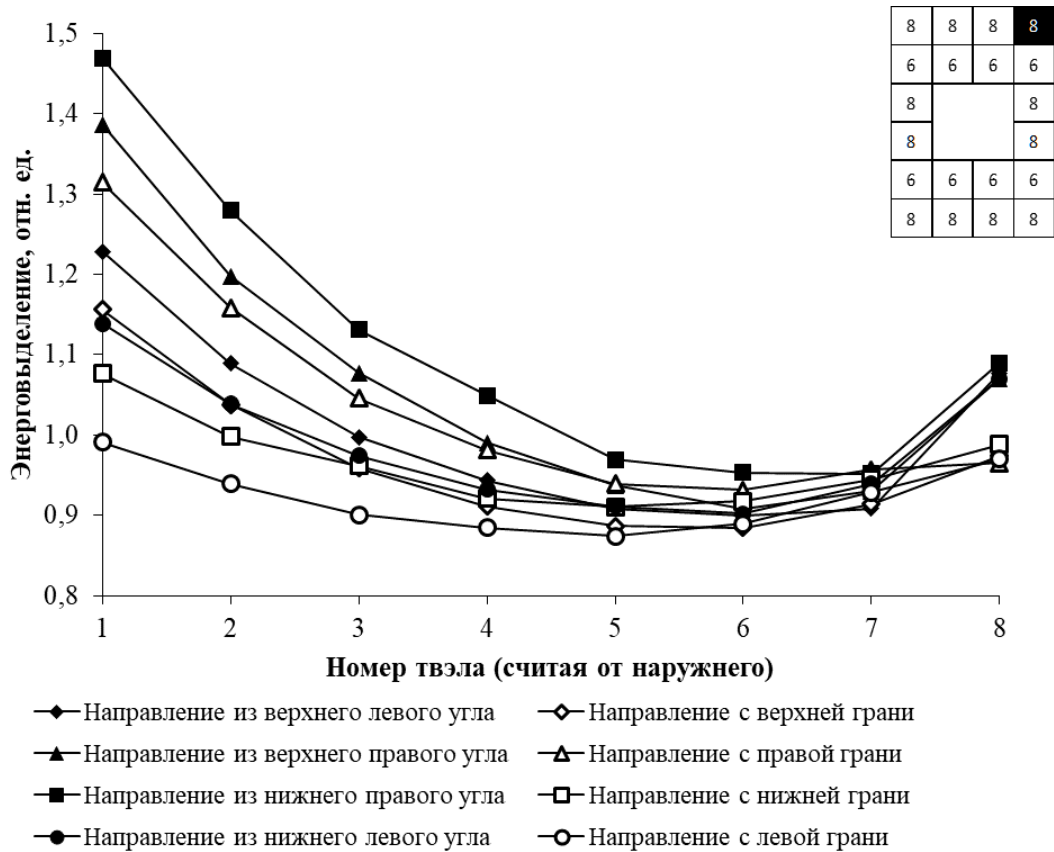


Рисунок 44 - Радиальные распределения энерговыделения для максимально нагруженной восьмирубной ТВС по разным азимутальным направлениям (нормировано на среднее по ТВС, счет от наружного к внутреннему твэлу)

На графике (Рисунок 45) приведены распределения температуры поверхности наружного твэла наиболее напряженной восьмирубной ТВС в активной зоне со штатным топливом и теплоносителя в прилегающем к этому участку твэла зазоре, в режиме частичных перегрузок.

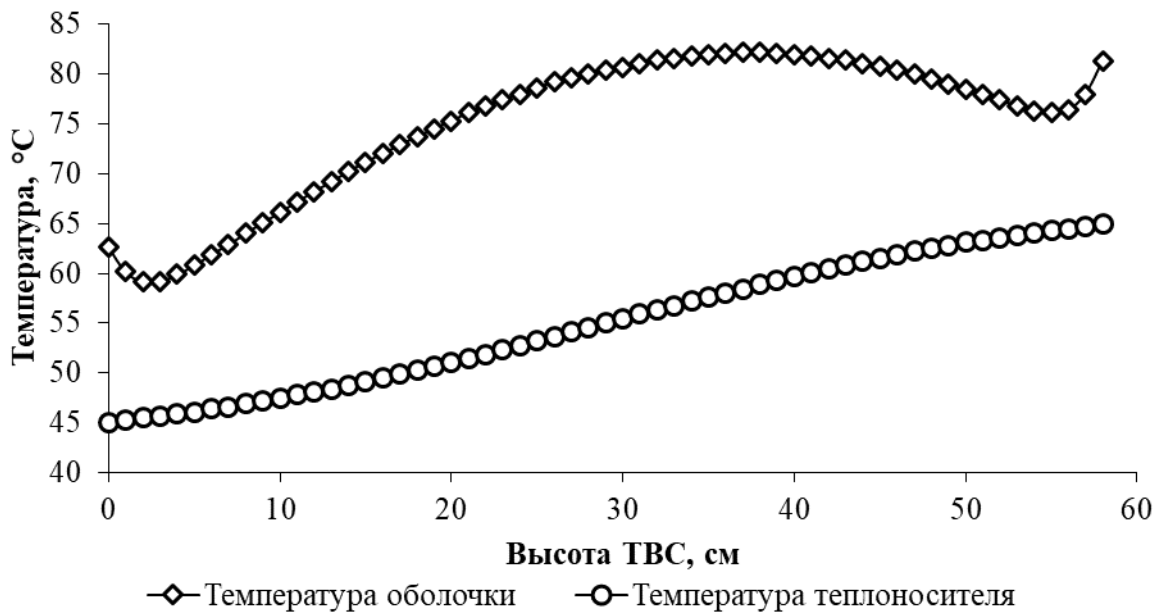


Рисунок 45 - Распределение температуры поверхности максимально напряженного твэла восьмитрубной ТВС и теплоносителя в зазоре по высоте активной зоны со штатным топливом в режиме частичных перегрузок

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

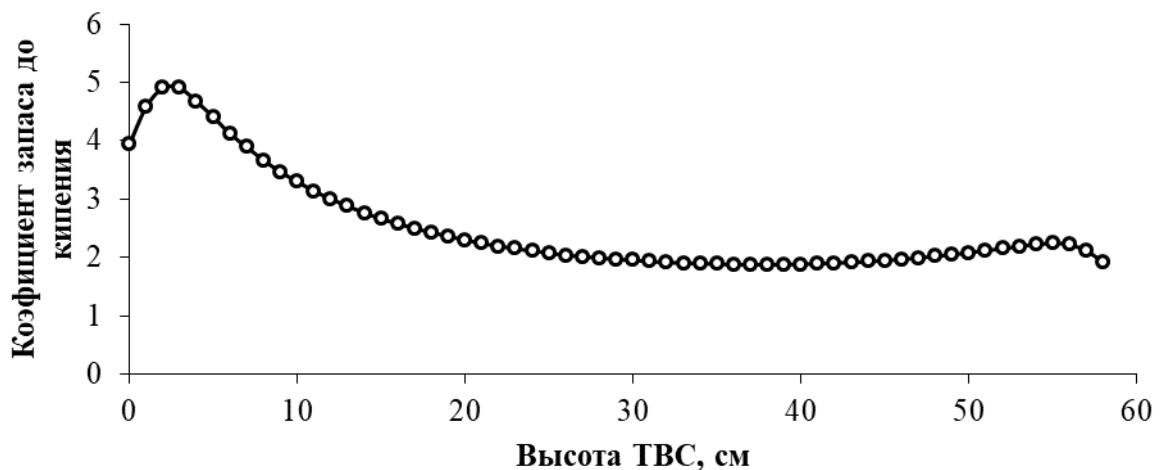


Рисунок 46 - Коэффициент запаса до начала кипения при температуре воды на входе 45 °C для наружного твэла максимально нагруженной восьмитрубной ТВС в активной зоне в режиме частичных перегрузок

Минимальный коэффициент запаса для этой ТВС – 1,91, наблюдается на нижнем торце активной зоны.

Аналогичные расчеты были проведены для наиболее нагруженной шеститрубной ТВС с установленным стержнем СУЗ и без него. Минимальный коэффициент запаса составил 2,08.

Важно отметить, что градирня системы охлаждения реактора проектировалась на расход воды через одну секцию 750 м³, (в настоящий момент максимальный эксплуатационный расход – 300 м³). Количество теплообменных аппаратов для проектной мощности 9 МВт должно составлять 4 шт. Проектом был заложен дополнительный резерв, и аппаратов установлено 5.

Из 4 установленных насосов первого контура, при максимально неблагоприятных обстоятельствах функционирует 3 насоса (900 м³), 95% времени, охлаждение осуществляется 2 насосами (700 м³).

Таким образом, с учетом общепринятого коэффициента запаса для исследовательских реакторных установок 1,2¹²², при самом консервативном подходе, мощность реактора может быть увеличена до 9 МВт, без проведения работ по модернизации и усовершенствованию активной зоны.

4.4. Обоснование ядерной безопасности нового экспериментального устройства

Ядерная безопасность, применительно к исследовательским ядерным реакторам это недопущение появления условий возникновения ядерной аварии, исключение несанкционированного выхода установки в критическое состояние и увеличения мощности установки сверх пределов безопасной эксплуатации, установленных в проектно-конструкторской документации, исключение самопроизвольной цепной реакции деления при обращении с

¹²² Грабежная В.А., Кириллов П.Л. О расчетах теплообмена в трубах и пучках стержней при течении воды сверхкритического давления // Обзор ФЭИ-0297. – ЦНИИ-Атоминформ. 2003

ядерными материалами и исключение повреждения элементов, содержащих ядерные материалы¹²³.

При вводе в эксплуатацию новой установки необходимо оценить в изменение нейтронно-физических характеристик активной зоны. С точки зрения ядерной безопасности, наибольший интерес представляет изменение размножающих свойств системы.

Математическая модель, созданная в программном средстве MCU-PTR позволяет рассчитывать реактивностные параметры активных зон ядерных реакторов при различных компоновках и модификациях.¹²⁴ Для решения подобной задачи для реактора ИРТ-Т, была выбрана кампания с наибольшим запасом реактивности на начало цикла. Выбор таких начальных условий обусловлен требованиями нормативной документации по обеспечению ядерной безопасности, регламентирующей, в частности, минимальную величину подкритичности, обеспечиваемую органами управления.

Графит, выбранный в качестве замедляющего материала в новой установке, в достаточной мере изучен с точки зрения использования в исследовательских ядерных установках¹²⁵. При монтаже установки, графитовый куб вытеснит значительный объем воды в околореакторном пространстве.

Коэффициент замедления воды (H_2O), в силу высокого сечения поглощения, практически втрое ниже, чем у графита (61 и 170, соответственно). Таким образом установка массивной графитовой призмы, дополнительно внесет положительную реактивность и увеличит интегральную поглощающую способность стержня АР. Для обоснования

¹²³ Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов» НП-009-17, утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 4 августа 2017 г. № 295

¹²⁴ Ванев Ю.Е., Булычева Л.В., Дорофеев А.Н. и др. Опыт использования пакета программ MCU для обоснования ядерной и радиационной безопасности работ в топливном цикле исследовательских реакторов НИИАР. — Сб. докладов XII ежегодной конференции Ядерного Общества России «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии», Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2001. Т.3, ч.2, С.123-137.

¹²⁵ Варлачев В. А., Емец Е. Г., Солодовников Е. С. Нейтронное поле в различных замедлителях ядерного реактора ИРТ-Т // Известия вузов. Физика. – 2012. – Т. 55. – №11/2. – С. 45–47

безопасности, необходимо оценить размножающие свойства активной зоны при внесении графитовой призмы в бассейн ядерного реактора, а также, при различных конфигурациях самой призмы. Варианты и результаты расчёта приведены в таблице 4.5. При расчётах использовалось значение эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{\text{eff}} = 0,00715$, полученное в ходе верификации модели реактора ИРТ-Т.

Таблица 5 - Зависимость размножающих свойств при различных конфигурациях облучательного объема

	«Штатное» состояние	В канале воздух	В канале кремний	В канале вода	Призма без канала
$\Delta\rho$, а.е.р	–	0,0033	0,0046	0,0051	0,0067
$\Delta\rho$, β_{eff}	–	0,4601	0,6398	0,7153	0,9380
$\Delta\rho = \rho_i - \rho_{Si}$					

Из таблицы видно, что при установке и эксплуатации нового экспериментального устройства в активную зону реактора вносится положительная реактивность равная $0,7153 \beta_{\text{eff}}$, что положительно сказывается на продолжительности длины кампании топлива. При этом, анализ возможной аварийной ситуации показал, что в случае, когда канал заполняется воздухом вводится отрицательная реактивность $0,1797 \beta_{\text{eff}}$, что является положительным фактором при эксплуатации установки. При заполнении канала водой или графитом происходит незначительный ввод положительной реактивности, которая компенсируется органами регулирования ядерного реактора в штатном режиме.

4.5. Обоснование радиационной безопасности при эксплуатации новой установки

В процессе облучения материалы экспериментального образца и облучательной установки накапливают так называемую наведенную

активность — образование радиоактивных веществ, обусловленное взаимодействием ядер вещества с нейтронами.¹²⁶

Согласно концепции установки, веществами, контактирующими с окружающей средой, являются алюминий (в виде специального реакторного сплава САВ-1 либо сплавов марки АД1¹²⁷) и кремний.

Оба алюминиевых сплава, которые возможно использовать в качестве конструкционного материала относятся к авиалам (сокращение от «авиационный алюминий») системы алюминий-магний-кремний с небольшими примесями других элементов (марганец, медь, хром и др.)

Природный алюминий состоит из одного изотопа Al-27, который имеет крайне малое (менее 1 барна) сечение поглощения нейтронов во всем диапазоне энергетического спектра реакторного излучения ().

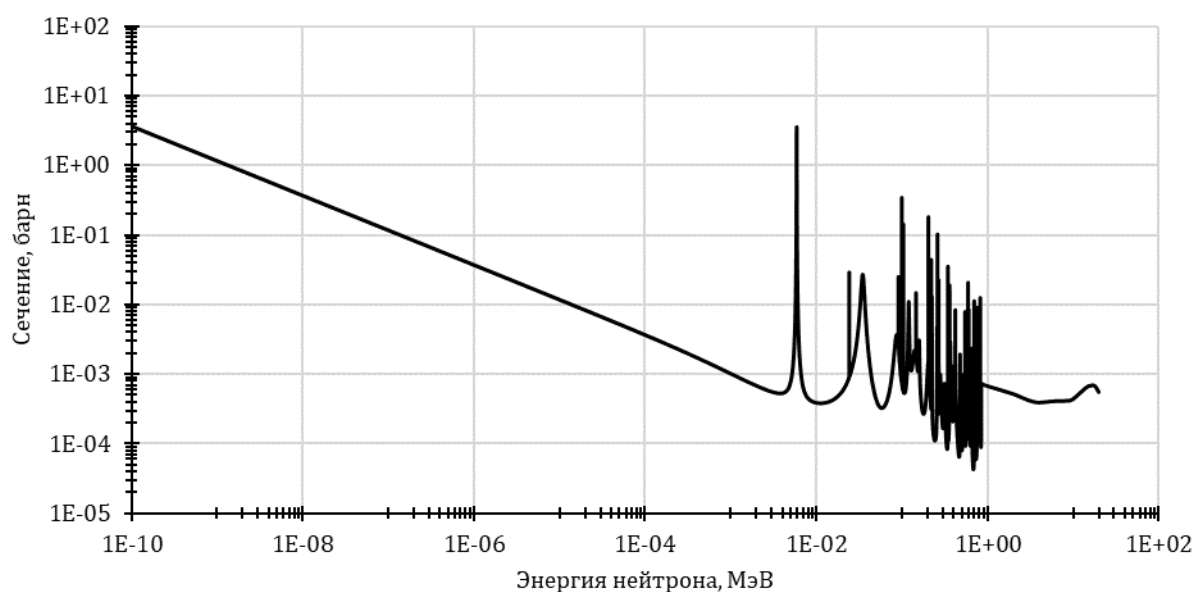


Рисунок 47 - - Зависимость микроскопического сечения радиационного захвата алюминия от энергии нейтрона (ENDF-VII.b)

¹²⁶ Колотов В.П. Теоретические и экспериментальные подходы к решению задач активационного анализа, гамма-спектрометрии и создания малоактивируемых материалов: дис. ... д-ра хим. наук. ИГАХ РАН, Москва, 2008

¹²⁷ ГОСТ 4784-97 Алюминий и сплавы алюминиевые деформируемые. Марки (с Изменениями N 1, 2, 3, с Поправками), 1997 г

При захвате Al-27 образуется короткоживущий β -активный изотоп Al-28 с периодом полураспада 134,48 секунды, который, в результате эмиссии электрона превращается в Si-28, являющийся стабильным изотопом.

Наибольший вклад в величину наведенной активности 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 4.6

На основании проведенного анализа можно заключить, что титан, обладая высокой радиационной стойкостью, характеризуется низким сечением захвата тепловых нейтронов и относительно малым периодом полураспада образующегося радиоактивного изотопа. Это позволяет обеспечить безопасные условия труда при выполнении работ с кремнием после его облучения.

Несмотря на значительный период полураспада возбужденного ядра марганца, его содержание в сплаве не превышает десятых долей процента. Вследствие этого марганец не оказывает существенного влияния на уровень наведенной активности.

Таблица 6 - Информация об основных примесях САВ-1

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

Радиоактивность, вызванная облучением самого слитка кремния, складывается из образования радиоактивных изотопов кремния-31¹²⁸, и радиоактивного изотопа фосфора-32.

¹²⁸ Haas W. E., Schnöller M. S. Silicon doping by nuclear transmutation // Journal of Electronic materials. – 1976. – Т. 5. – №. 1. – С. 57-68.

Так как удельное сопротивление конечного состояния кремния, после облучения, обратно пропорционально полному содержанию фосфора, активность в конечном продукте обратно пропорционально конечному удельному сопротивлению. Следует отметить, что активность изотопа фосфора-32 зависит от плотности нейтронного потока для различных значений удельного сопротивления конечного продукта.

Помимо остаточной радиоактивности от изотопа фосфора-32, на поверхности кремния можно обнаружить загрязнения долгоживущими радиоактивными изотопами. При облучении в реакторах бассейнового типа загрязнения такого рода в отдельных случаях значительно превышает допустимые значения. Это происходит из-за загрязнения теплоносителя продуктами радиоактивного распада.

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

Выводы по главе

Предложена конструкция вертикального канала диаметром 220 мм с графитовым замедлителем и щелевым фильтром, обеспечивающим аксиальную неравномерность потока $\leq 1,07$. Разработана конструкция и создана установка для ядерного легирования слитков кремния диаметром более 200 мм. Оптимизация размещения стержней СУЗ и замена отражателя позволили увеличить плотность потока нейтронов на 15%. Теплогидравлические расчёты подтвердили безопасность системы охлаждения с естественной конвекцией. Обоснована возможность повышения мощности реактора до 9 МВт без модернизации активной зоны. Проведённый анализ ядерной и радиационной безопасности показал, что созданная установка соответствует нормативным требованиям, а наведённая активность материалов не превышает допустимых значений.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

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 ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ И ИСТОЧНИКОВ

1. Tanenbaum M., Mills A. D. Preparation of Uniform Resistivity n-Type Silicon by Nuclear Transmutation //Journal of the Electrochemical Society. – 1961. – Т. 108. – №. 2. – С. 171.
2. Herzer H. Neutron-Doped Silicon—A Market Review //Neutron-Transmutation-Doped Silicon. – Springer, Boston, MA, 1981. – С. 1-17.
3. Варлачёв В. А. Нейтронное трансмутационное легирование кремния в бассейновом исследовательском ядерном реакторе: дис. ... д-р. техн. наук 01.04.07: защищена 13.05.2015 – Томский политехнический университет, Томск, 2015 – 325 с.
4. Ho H. Q. et al. Proposal of a neutron transmutation doping facility for n-type spherical silicon solar cell at high-temperature engineering test reactor //Applied Radiation and Isotopes. – 2018.
5. П.А. Воронин Силовые полупроводниковые ключи: семейства, характеристики, применение - Москва : Додэка-XXI, 2005. - стр. 384. - 5-94120-087-0.
6. Гришанин А. Мускатиный В., Бормотов А. Силовые полупроводниковые ключи для преобразователей частоты систем индукционного нагрева // Силовая электроника. - 2010 г.. - 3. - стр. 67-71.
7. Von Ammon W. Neutron transmutation doped silicon—technological and economic aspects //Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms. – 1992. – Т. 63. – №. 1-2. – С. 95-100.
8. Ferrazza F. Crystalline silicon: manufacture and properties //Practical Handbook of Photovoltaics (Second Edition). – 2012. – С. 79-97.
9. Gläser W. Petry W. The new neutron source FRM II // Physica B: Condensed Matter. - 2000 г.. - Т. 276-278. - стр. 30-32. - 0921-4526.
10. Drennan J. Advanced Materials in Australasia // Science and Technology of Advanced Materials. - 2006 г.. - 8 : Т. 7. - стр. 785. - 1468-6996.

11. Kolin N. G. Neutron-Transmutation doping and radiation modification of semiconductors: Current status and outlook //Russian physics journal. – 2003. – Т. 46. – №. 6. – С. 543-551.
12. Kang K. D. et al. Quality Management for Neutron Transmutation Doping of Silicon Ingot in HANARO.// 2007 autumn meeting of the KNS; Pyongchang (Korea, Republic of); 25-26 Oct 2007 – 2007. – p. 2
13. Борщев В. П. и др. Possibility of Using Radiational Technology at the NPP with РБМК //Атомная энергия. – 2003. – Т. 95. – №. 6. – С. 450-456.
14. Gerstenberg H. et al. Silicon doping at FRM II //Annual meeting on nuclear technology 2008. Proceedings. – 2008.
15. Finke E. et al. Radiation protection at the new high flux reactor FRM-II. // International Congress of the International Radiation Protection Association; Hiroshima (Japan); 14-19 May 2000 – 2000
16. Li X., Gerstenberg H., Neuhaus I. Silicon doping system at the research reactor FRM II //Applied Radiation and Isotopes. – 2009. – Т. 67. – №. 7-8. – С. 1220-1224.
17. Е.Г. Емец Оптимизация условий облучения и разработка установки для ядерного легирования кремния в реакторе ИРТ-Т : диссертация ... кандидата технических наук : 05.09.02 Томск 2015
18. Maul L. Impact of new nuclear data on neutronic calculations of the OPAL Reactor using Serpent //Annals of Nuclear Energy. – 2018. – Т. 115. – С. 523-533.
19. S.J. Kennedy Construction of the neutron beam facility at Australia's OPAL research reactor // Physica B: Condensed Matter. - 2006 г.. - 2 : Т. 385-386. - стр. 949-945.
20. Ferraro D. Villarino E. Full 3-D core calculations with refueling for the OPAL Research Reactor using Monte Carlo Code Serpent 2 // Annals of Nuclear Energy. - 2016 г.. - Т. 92. - стр. 369-377
21. Amos P.E. Kim S. New Silicon Irradiation Rig Design for OPAL Reactor // 11th International Topical Meeting Resaerch Reactor Fuel Managment (RRFM) and

- Meeting of the International Group on Reactor Research (IGORR). - Lyon : [s.n.], 2007. - pp. 10-14.
22. Core competition [Online] // Evolution Online. - SKF, 2008. - URL: <http://evolution.skf.com/core-competence-2/>.
23. Ponsard B. et al. Production of Radioisotopes and NTD-Silicon in the BR2 Reactor. – 2013.
24. Kim M. S., Kang K. D., Park S. J. Application of neutron transmutation doping method to initially p-type silicon material //Applied Radiation and Isotopes. – 2009. – T. 67. – №. 7-8. – C. 1230-1233.
25. Choo K. N. et al. Contribution of HANARO Irradiation Technologies to National Nuclear R&D //Nuclear Engineering and Technology. – 2014. – T. 46. – №. 4. – C. 501-512.
26. Kim H. et al.. Design Characteristics and Startup Tests of HANARO // Journal of Nuclear Science and Technology. - 1996 г.. - 7 : T. 33. - стр. 527-538.
27. Kim M. S. et al. Radial uniformity of neutron irradiation in silicon ingots for neutron transmutation doping at HANARO //Nuclear Engineering and Technology. – 2006. – T. 38. – №. 1. – C. 93-98.
28. Jun B. J. et al. Neutronic design of irradiation device for neutron transmutation doping in HANARO //Proceedings of transactions of the PHYSOR. – 2002.
29. Park S. J. et al. Characteristics and operation of neutron transmutation doping in HANARO reactor //17th International Conference on Nuclear Engineering. // American Society of Mechanical Engineers, 2009. – C. 799-806.
30. Kim H. et al. Effect of axial reflector on radial uniformity in neutron transmutation doping of silicon //Annals of Nuclear Energy. – 2011. – T. 38. – №. 11. – C. 2541-2549.
31. Carbonari A. W., Pendl Jr W., Saxena R. N. Neutron transmutation doping of silicon: some experiments at the IEA-R1 research reactor //Isotopes and radiation technology in industry. – 1994.

32. D.R. Cundy, et. Al., SIDONE – a new silicon irradiation facility in BR2, Proc. International Conference on Irradiation Tech., Saclay, France, 20-22 May, 1992.
33. Смирнов Л. С., Соловьев С. П., Стась В. Ф., Харченко В. А. Легирование полупроводников методом ядерных реакций. – Новосибирск: Наука, 1981. – 175 с
34. Антропов и др. Проблемы однородного облучения слитков кремния диаметром более 200 мм при нейтронном легировании // Известия РАН. Серия физическая, Т. 73, № 11, 2009, стр. 1591-1593.
35. Koziel J., Pytel K., Walis L. Neutron doped silicon in Polish research reactors. – 1988. – №. IAEA-TECDOC--456.
36. Борщев В.П. и др. Possibility Of Using Radiational Technology At The N33 With РБМК // Атомная энергия. Т. 95 № 6, 2003, стр. 450-456.
37. Доллежалъ Н. А., Емельянов И. Я. Канальный ядерный энергетический реактор. – М.: Атомиздат, 1980. – 207 с.
38. Komeda M., Obara T. Study on the burn-up characteristics of a thermal neutron filter containing B₄C particles for NTD-Si irradiation //Annals of Nuclear Energy. – 2013. – Т. 53. – С. 35-39.
39. Komeda M., Kawasaki K., Obara T. A new irradiation method with a neutron filter for silicon neutron transmutation doping at the Japan research reactor no. 3 (JRR-3) //Applied Radiation and Isotopes. – 2013. – Т. 74. – С. 70-77.
40. Heydorn K., Andresen K. Neutron transmutation doping of silicon at Risø National Laboratory. – 1988. – №. IAEA-TECDOC--456.
41. Ганн С., Миз Дж., Олже Д. Методы получения НТЛ-кремния при облучении с высокой точностью на исследовательском реакторе университета шт. Миссури (ИРУМ) // Нейтронное трансмутационное легирование полупроводников / Под ред. Дж. Миза. – М.: Мир, 1982. – С. 104–122.
42. Холупова К. Россия готовится производить сотни тысяч кремниевых пластин в год чуть дороже зарубежных [Электронный ресурс] // Cnews – URL:

https://www.cnews.ru/news/top/2024-11-05_v_rossii_planiruyut_proizvodit
(дата обращения 05.11.2024).

43. Глухов Г. Г., Диденко А. Н. Ядерный реактор ИРТ-Т НИИЯФ ТПИ в научных и прикладных исследованиях. //Атомная энергия. – 1988. – Т. 64. – №. 5. – С. 366-370.
44. Архипов В. С. и др. Применение нейтронно-активационного анализа для изучения состава торфа //Химия твердого топлива. – 1988. – №. 3. – С. 30-33.
45. Варлачев В. А. и др. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т //Томск: Изд-во ТПУ. – 2002.
46. Gusarov O. F., Grigorov I. N., Khudoleev P. N. Operation experience of the IRT-T research reactor //12th Annual conference of the Nuclear Society of Russia. Research reactors: science and high technologies. Proceedings. Vol. 2. Part 1. Research reactors-present and future (Physics and engineering of research reactors). – 2002.
47. Варлачёв В. А. Исследовательский реактор ИРТ-Т и его использование в фундаментальных и прикладных исследованиях //Радиоактивность и радиоактивные элементы в среде обитания человека: материалы V Международной конференции, 13-16 сентября 2016 г., г. Томск.—Томск, 2016. – С. 143-147.
48. Инструкция по эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т, №18.13/27. Томск, 2019. 66 с.
49. Технологический регламент эксплуатации реактора ИРТ-Т, № 18.13/2. Томск, 2019. 74с.
50. Инструкция по эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т, №18.13/27. Томск, 2019. 66 с.
51. Технологический регламент эксплуатации реактора ИРТ-Т, № 18.13/2. Томск, 2019. 74с.
52. Отчет по обоснованию безопасности исследовательского реактора ИРТ-Т, №18.13/3. Редакция 2, Том 1. Томск, 2021. 179 с.

53. Лебедев И.И. Теплофизические характеристики активной зоны реактора ИРТ-Т с высокообогащенным топливом : выпускная квалификационная работа / И.И. Лебедев ; Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ), Физико-технический институт (ФТИ), Кафедра физико-энергетических установок (№21) (ФЭУ) ; науч. рук. А. Г. Наймушин. — Томск, 2014.
54. Методика градуировки каналов контроля плотности потока нейтронов по тепловой мощности, № 18.13/287. Томск, 2019. 2 с.
55. Инструкция по эксплуатации вертикальных каналов реактора ИРТ-Т, №18.13/47. Томск, 2019. 10 с.
56. Varlachev V.A. et al. Tomsk Complex for Neutron-Transmutation Doping of Silicon // Atomic Energy. – 1995. – No 79. – P. 447.
57. Головацкий А. В., Варлачев В. А., Солодовников Е. С. Установка для нейтронного легирования кремния на исследовательском ядерном реакторе ИРТ-Т //Современные техника и технологии: сб. тр. XIX Межд. НТК студентов и аспирантов и молодых ученых. Томск: НИТПУ. – 2013. – Т. 3. – С. 12.
58. Варлачев В.А., и др. Оперативный контроль плотности потока тепловых нейтронов в технологии НТЛ кремния // Известия вузов. Физика. – 2013. – Т. 56. – № 11/2. – С. 75-79.
59. Модернизация экспериментальных установок научно-образовательного комплекса ядерного реактора ИРТ-Т для проведения научно-технических исследований, соответствующих уровню ведущих национальных и мировых исследовательских центров : Заключительный отчет о выполненных на этапе работах по проекту. № гос. регистрации 114092940004. Томск, 2015. 77 с.
60. Поддержка и развитие крупной уникальной научной установки Исследовательский реактор типовой – Томский (ИРТ-Т рег. 06-13). Заключительный отчет о выполненных на этапе работах по проекту. № гос.

регистрации (ЦИТиС) АААА-А19-119111590012-1. Инв. № 18.13/64-2020. Томск, 2020. 86 с.

61. Соболев И.М. Метод Монте-Карло: лекции по математике / И.М. Соболев. — М.: Наука, 1968.

62. Дайнекин Ю.В., А.В. Хадкевич, К.В. Юшин. Математическое моделирование ядерного реактора: учебное пособие / Ю.В. Дайнекин, А.В. Хадкевич, К.В. Юшин. – Томск: Издательство Томского политехнического университета, 2008. – 100 с.

63. Valtavirta V. Development and application of multi-physics capabilities in a continuous energy Monte Carlo neutron transport code : Aalto University publication series DOCTORAL DISSERTATIONS 66/2017. // School of Science. Helsinki, Finland. – 2017. 84 p.

64. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1974 // Калашников М.В., Стрелков А.В., РЗ-92-1. – С. 261.

65. Alekseev N. I. et al. MCU-PTR program for high-precision calculations of pool and tank type research reactors // Atomic energy. – 2011. – Т. 109. – №. 3. – С. 149-156.

66. Песня, Ю.Е. Верификация программы MCU-PTR для расчетов нейтронных характеристик реактора ИР-8 / В.А. Насонов, Ю.Е. Песня, Ю.М. Дубовский // Препринт НИЦ «Курчатовский институт» —2012. — ИАЭ-6722/4.— 23 с

67. Alferov V. P. et al. Comparative validation of Monte Carlo codes for the conversion of a research reactor // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – Т. 77. – С. 273-280.

68. 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.

69. Kulikowska T., Andrzejewski K., Bretscher M. M. H-3 and Li-6 Poisoning of the MARIA Reactor Beryllium Matrix. – IEA-OINTEA, 1998.
70. 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.
71. Аттестационный паспорт программного средства. Рег. Номер 393, от 14.07.2016 // Экспертный совет по аттестации программных средств при Ростехнадзоре : Москва. 2016 г. – 7 стр.
72. 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.
73. Ярына В. П. Методика измерений характеристик полей тепловых и надтепловых нейтронов с помощью активационных детекторов // Метрология нейтронных измерений на ядерно-физических установках: материалы I Всесоюзной школы в 2-х т. Рига, 1976. – М.: ЦНИИатоминформ, 1976. – Т. 1. – С. 17–34
74. Варлачев В. А., Зенков А. Г., Солодовников Е. С. Опыт эксплуатации комплекса нейтронно-трансмутационного легирования кремния // Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии: труды Международной научно-технической конференции. – Димитровград, 25–29 июня 2001. – Сборник докладов. – Т. 3. – часть 1. – С. 173–186
75. Щуровская М. В., Алферов В. П. Расчет и эксперимент при определении эксплуатационных характеристик исследовательского реактора. — Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – №. 4. с. 254-262.
76. Васильев Р. Д., Григорьев Е. И., Ярына В. П. Методики расчета погрешностей // Метрология нейтронных измерений на ядерно-физических

- установках: материалы I Всесоюзной школы в 2-х т. Рига, 1976. – М.: ЦНИИАтоминформ, 1976. – Т. 1. – С. 11–17.
77. Насонов В. А., Песня Ю. Е. Математическое моделирование и расчетное обеспечение условий облучения конструкционных материалов в ампульных устройствах ИР-8 с помощью программы MCU-PTR — Атомная энергия. – 2014. – Т. 117. – №. 1. – С. 26-29.
78. Mughabghab S. F. Atlas of Neutron Resonances: Resonance Parameters and Thermal Cross Sections. Z= 1-100. – Elsevier, 2006.
79. Cross Section Evaluation Working Group et al. Evaluated Nuclear Data File (ENDF) Database Version of February 09, 2004.
80. Meese J. (ed.). Neutron transmutation doping in semiconductors. – Springer Science & Business Media, 2012.
81. Raman S. et al. Thermal-neutron capture by silicon isotopes //Physical Review C. – 1992. – Т. 46. – №. 3. – С. 972.
82. Freund, A.K., 1983. Cross sections of materials used as neutron monochromators and filters. Nucl. Instrum. Methods A 213, 495–501.
83. Kim H. et al. Effects of silicon cross section and neutron spectrum on the radial uniformity in neutron transmutation doping //Applied Radiation and Isotopes. – 2012. – Т. 70. – №. 1. – С. 133-138.
84. Cho Y. S., Gil C. S., Jonghwa C. The calculation of neutron scattering cross sections for silicon crystal at the thermal energies //Nuclear Engineering and Technology. – 1999. – Т. 31. – №. 6. – С. 631-637.
85. Chadwick M. B. et al. ENDF/B-VII. 0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology //Nuclear data sheets. – 2006. – Т. 107. – №. 12. – С. 2931-3060.
86. MacFarlane R. E., Kahler A. C. Methods for processing ENDF/B-VII with NJOY //Nuclear Data Sheets. – 2010. – Т. 111. – №. 12. – С. 2739-2890
87. Варлачёв В.А. Нейтронное трансмутационное легирование кремния в бассейновом исследовательском ядерном реакторе : автореферат

диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук : спец. 01.04.07 / В. А. Варлачёв; Национальный исследовательский Томский политехнический университет (ТПУ) ; науч. конс. В. П. Кривобоков. — Томск: 2015. — 48 с.

88. R.S. Averback, D. De La Rubia, Displacement Damage in Irradiated Metals and Semiconductors // Solid State Physics. 1998. vol. 51. P. 281-402

89. Таперо К.И, Улимов В.Т, Членов А.М. Радиационные эффекты в кремниевых интегральных схемах космического применения. М:Лаборатория знаний, 2017. 305 с.

90. Кучинский П.В. Пороговая энергия образования первичных дефектов в кремнии // Взаимодействие излучений с твердым телом: материалы науч.-практич. конф., 6–8 октября 1999 г. Минск, 1999. Ч.1. С. 27-29

91. Watkins G. D., Corbett, J. W. Defects in Irradiated Silicon: Electron Paramagnetic Resonance of the Divacancy // Physical Review. 1965. Vol. 132. № 2A. P. A543-A555

92. Almenas K, Lee R. Nuclear Engineering. An Introduction. Berlin : Springer-Verlag, 1992. P. 574

93. Kinsey R.R. PCNUDAT a PC Nuclear Data Program. Vienna:IAEA, 1998. 6 p.

94. Ладыгин Е.А. Радиационная технология твердотельных электронных приборов. М.: ЦНИИ «Электроника», 1976. - 345 с.

95. Woo S. et al. An insight into dislocation density reduction in multicrystalline silicon //Solar Energy Materials and Solar Cells. – 2016. – Т. 155. – С. 88-100.

96. 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.

97. Suaifan M. et al. Status and perspectives on the utilization of a new nuclear research reactor in Jordan //Physica B: Condensed Matter. – 2017.

98. Mo L. et al. Rapid thermal annealing of NTD Si //Optoelectronic and Microelectronic Materials and Devices, 2000. COMMAD 2000. Proceedings Conference on. – IEEE, 2000. – С. 411-414.
99. Shlimak I. S. Neutron transmutation doping in semiconductors: science and applications //Physics of the Solid State. – 1999. – Т. 41. – №. 5. – С. 716-719.
100. 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.
101. 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.
102. agi M. et al. Conceptual design of experimental equipment for large-diameter NTD-Si //Applied Radiation and Isotopes. – 2009. – Т. 67. – №. 7-8. – С. 1225-1229.
103. Komeda M. et al. Design and burn-up analyses of new type holder for silicon neutron transmutation doping //Applied Radiation and Isotopes. – 2016. – Т. 113. – С. 60-65.
104. И.И. Лебедев и др. Проблемы облучения монокристаллического кремния большого диаметра // Взаимодействие излучений с твердым телом : материалы 13-й Междунар. конф., Минск, Беларусь, 30 сент. – 3 окт. 2019 г. / редкол.: В. В. Углов (отв. ред.) [и др.]. – Минск : БГУ, 2019. – 566 с.
105. Мерзликин Г.Я. Основы теории ядерных реакторов. Курс для эксплуатационного персонала АЭС. – Севастополь: СИЯЭиП, 2001

106. Groshev A. I. et al. Temperatures in nuclear silicon doping //Soviet Atomic Energy. – 1990. – Т. 68. – №. 1. – С. 58-61.
107. Park K. et al. Experimental Study on Hydraulic Rotation Device for Neutron Transmutation Doping. – 2014.
108. Лебедев И.И. и др. Расчет теплогидравлических параметров тепловыделяющего элемента ТВС типа ИРТ-3М //Физическое образование в ВУЗах. – 2018. – Т. 24. – №. S1. – С. 176-177.
109. ФГУП ГНЦ РФ ФЭИ. Рекомендации, правила, методики, расчета гидродинамических и тепловых характеристик элементов и оборудования энергетических установок, РТМ 1604.062-90.
110. Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям, М, Машиностроение, 1975
111. Вукалович М.П. Термодинамические свойства воды и водяного пара, МАШГИЗ, М., 1955.
112. Патент № 2008373 С1 Российская Федерация, МПК С30В 31/20, С30В 29/06. Способ нейтронно-трансмутационного легирования кремния : № 5016613/26 : заявл. 15.12.1991 : опубл. 28.02.1994 / В. А. Варлачев, Е. С. Солодовников. – EDN TUEUCL.
113. 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.
114. Методические указания по оценке и определению эффективности рабочих органов СУЗ, ТВС и бериллиевых блоков активной зоны исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т – утв. ТПУ 29.04.2020 – Томск, 2022 – 9 с.
115. 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].

116. 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.

117. Лебедев И.И. и др. Возможность использования низкообогащенного топлива в реакторе ИРТ-Т // Известия ВУЗов. Физика. — 2012. — Т. 55, № 11/2. — С. 360–366.

118. 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].

119. 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.

120. 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.

121. Лиханов А. К., Елпашев С. Н., Наймушин А. Г. Исследование нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ИРТ-Т. [Электронный ресурс] Режим доступа:

<http://www.lib.tpu.ru/fulltext/v/Conferences/2011/K06/116062.pdf> (дата доступа: 11.10.2016).

122. Кирсанов Г. А. Теплофизика реактора ВВР-М. [Электронный ресурс] Режим доступа: <http://nrd.pnpi.spb.ru/wwrm50/pdf/ch19.pdf> (дата доступа: 10.10.2016)

123. Forster H. K., Greif R. Heat transfer to a boiling liquid mechanism and correlations //J. Heat Transfer. – 1959. – Т. 81. – №. 1. – 43-53 p.

124. Bergles A.E., Rohsenow W.M. The determination of forced convection surface boiling heat transfer — J. Heat transfer, volume 86, 1964. — 363 p

125. Mirshak S., Durant W. D., Towell R. H. Heat Flux at Burnout. DuPont, DP-335. – 1959.
126. Оделевский В.И. Расчет обобщенной проводимости гетерогенных систем // Журн. Техн. физ., 1951.- 21, № 6.- С. 667-685.
127. Грабежная В.А., Кириллов П.Л. О расчетах теплообмена в трубах и пучках стержней при течении воды сверхкритического давления // Обзор ФЭИ-0297. – ЦНИИ-Атоминформ. 2003
128. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов» НП-009-17, утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 4 августа 2017 г. № 295
129. Ванеев Ю.Е., Булычева Л.В., Дорофеев А.Н. и др. Опыт использования пакета программ MSU для обоснования ядерной и радиационной безопасности работ в топливном цикле исследовательских реакторов НИИАР. — Сб. докладов XII ежегодной конференции Ядерного Общества России «Исследовательские реактора: наука и высокие технологии», Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2001. Т.3, ч.2, С.123-137.
130. Варлачев В. А., Емец Е. Г., Солодовников Е. С. Нейтронное поле в различных замедлителях ядерного реактора ИРТ-Т // Известия вузов. Физика. – 2012. – Т. 55. – №11/2. – С. 45–47
131. Колотов В.П. Теоретические и экспериментальные подходы к решению задач активационного анализа, гамма-спектрометрии и создания малоактивируемых материалов: дис. ... д-ра хим. наук. ИГАХ РАН, Москва, 2008
132. ГОСТ 4784-97 Алюминий и сплавы алюминиевые деформируемые. Марки (с Изменениями N 1, 2, 3, с Поправками), 1997 г
133. Haas W. E., Schnöller M. S. Silicon doping by nuclear transmutation // Journal of Electronic materials. – 1976. – Т. 5. – №. 1. – С. 57-68.