

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»

На правах рукописи

Хассан Ахмед

Хассан Ахмед Абуельхамд Абдельнаби

**ОПТИМИЗАЦИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ПУЛЬСИРУЮЩЕГО РЕАКТОРА
НЕПТУН**

Специальность 2.4.9. – Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная
безопасность

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Москва 2024

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

НАУЧНЫЙ РУКОВОДИТЕЛЬ: Афанасьев Валерий Викторович, к.т.н., доцент кафедры «Теоретической и экспериментальной физики ядерных реакторов», Институт ядерной физики и технологий, НИЯУ МИФИ, г. Москва

НАУЧНЫЙ КОНСУЛЬТАНТ: Шабалин Евгений Павлович, д.ф-м.н., профессор, главный научный сотрудник Лаборатории нейтронной физики, Объединенный институт ядерных исследований, г. Дубна.

ОФИЦИАЛЬНЫЕ ОППОНЕНТЫ: Федосов Александр Михайлович, д.т.н., начальник лаборатории, Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», г. Москва.

Горюнов Алексей Германович, д.т.н., профессор, отделение ядерно-топливного цикла, Национальный исследовательский Томский политехнический университет, г. Томск.

Сидоркин Станислав Федорович, к.ф-м.н., ведущий научный сотрудник Сектора импульсных источников нейтронов Лаборатории нейтронных исследований, Институт ядерных исследований Российской академии наук (ИЯИ РАН), г. Москва.

Защита диссертации состоится 18 сентября 2024 г. в 15 час. 00 мин. на заседании диссертационного совета МИФИ.2.02 федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31).

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

Автореферат разослан «__» _____ 2024 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета, доцент, к.т.н.

Куликов Евгений Геннадьевич

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы исследования

В 2032 году источник нейтронов - реактор ИБР-2М - выработает свой ресурс. Он имеет самый высокий в мире поток нейтронов в импульсе и в настоящее время является единственным в странах-участницах Объединенный институт ядерных исследований (ОИЯИ) источником нейтронов мирового класса для исследований на выведенных пучках. Расчеты, проведенные в Лаборатории Нейтронной Физики (ЛНФ) ОИЯИ, показывают, что предел возможностей реактора ИБР-2 ограничен значением 10^{13} н/см²/с [1]. После 2030 г. ожидается сильная нехватка источников нейтронов в России и Европе для исследовательских целей, в связи с чем необходимо уже сегодня начинать проектирование и создание новых источников.

С учётом планов Российской Федерации по завершению проекта высокопоточного исследовательского реактора ПИК стационарного действия становится ясно, что создаваемый в ОИЯИ источник должен быть импульсным, периодического действия для того, чтобы дополнить реактор ПИК возможностями, отсутствующими на стационарных источниках.

В ЛНФ ОИЯИ начиная с 2015 г. были рассмотрены различные варианты источников. В качестве основного варианта нового источника с начала 2019 г. рассматривается импульсный реактор с мгновенной надкритичностью НЕПТУН средней мощностью 10-15 МВт и средним по времени потоком тепловых нейтронов на поверхности водного замедлителя около 10^{14} н/см²/с.

Цели и задачи диссертационной работы

Целью работы является расчетно-математическое обоснование основных принципов создания импульсного реактора НЕПТУН. Для достижения поставленной цели решены следующие задачи:

- сравнение библиотек оцененных ядерных данных для изотопа Np-237;
- анализ модели реактора НЕПТУН, разработанной при помощи программного комплекса SERPENT-2, на основе имеющихся расчётных результатов проектировщика;
- получение нейтронно-физические характеристики реактора для различных компоновок активной зоны с учётом размещения опускного участка теплоносителя, и также результаты моделирования смещения модулятора реактивности и оценки коэффициента параболы реактивности.
- поиск способа увеличения «импульсной доли запаздывающих нейтронов» $\beta_{\text{имп}}$, которая определяет устойчивость импульсов мощности в импульсном реакторе НЕПТУН;
- повышение времени жизни поколения мгновенных нейтронов τ , снижение флуктуаций мощности и повышение стабильности работы реактора за счёт использования на периферии активной зоны реактора топливной смеси «нитрид нептуния + делящийся материал»;
- снижение энерговыделения в материале TiH₂ в диске модулятора реактивности в секторах, примыкающих к окну модулятора реактивности;

– оптимизация конфигураций теплового и холодного замедлителей, а также материального исполнения холодного замедлителя, с целью увеличения потока холодных нейтронов с поверхности замедлителя.

Научная новизна

Научная новизна работы заключается в следующем:

1. Впервые предложены и обоснованы оригинальные способы решения проблем нестационарных процессов в реакторе НЕПТУН двумя путями:

I. добавлением на периферию активной зоны изотопов, делящихся на эпитепловых нейтронах (высокообогащённый уран).

II. добавлением на периферию активной зоны изотопов, делящихся на эпитепловых нейтронах (низкообогащённый уран) с использованием альтернативного варианта отражателя реактора.

2. Впервые предложена установка дополнительных никелевых отражателей в конструкцию диска – модулятора реактивности, чтобы снизить энерговыделения в материале TiH_2 без снижения его эффективности.

3. Впервые произведена оптимизация конфигурации и материального исполнения комплекса замедлителей реактора НЕПТУН с целью получения максимальной плотности потока тепловых и холодных нейтронов.

Практическая значимость заключается в следующем:

Сделан принципиальный вклад в задачу проектирования будущего высокоинтенсивного источника нейтронов для научных и прикладных исследований.

Предложенные способы увеличения времени жизни мгновенных нейтронов обеспечивают решение проблем нестационарных процессов (флуктуации амплитуды импульса, возможность колебательной неустойчивости) в реакторе НЕПТУН.

Предложенная конструкция диска модулятора реактивности обеспечивает надёжность и увеличивает ресурс модулятора реактивности без снижения его эффективности.

Предложенные автором способы увеличения «импульсной доли запаздывающих нейтронов» в проектируемом реакторе НЕПТУН и модификации модулятора реактивности реактора НЕПТУН приняты для проработки и использования в проектировании высокоинтенсивного источника нейтронов.

Предложенные меры увеличения эффективности источника нейтронов третьего поколения в ОИЯИ приняты руководством проекта для внедрения (акт о внедрении (использовании) результатов диссертации в Лаборатории нейтронной физики им И.М. Франка ОИЯИ № 400-24/28 от 04 марта 2024 г).

Основные положения, выносимые на защиту:

1. Способ снижения флуктуаций импульсов мощности в импульсном исследовательском реакторе НЕПТУН путём использования, смешанного нептуний-уранового топлива в твэлах, граничащих с внешними замедлителями нейтронов

(оптимальное содержание высокообогащённого урана-235 относительно нептуния составляет около 3%).

2. Способ снижения флуктуаций импульсов мощности в импульсном исследовательском реакторе НЕПТУН путем замены бериллиевого отражателя на свинцовый (дважды магический изотоп Pb-208) и одновременной замены в ТВЭЛах смешанной композиции (см. п.1) высокообогащённого урана на уран, обогащённый до 20%.

3. Модификация модулятора реактивности реактора НЕПТУН с целью снижения тепловой нагрузки на гидрид титана и тем самым значительного продления срока службы модулятора. Модификация заключается в установке дополнительных боковых никелевых отражателей на границе пустого сектора и сектора с гидридом титана. Показано, что подобная модификация несущественно увеличивает длительность импульса мощности.

Достоверность полученных результатов

Достоверность полученных результатов и выводов диссертации подтверждается:

- применением в расчётных исследованиях современных расчётных программ, аттестованных для расчёта ядерных реакторов;
- сравнением результатов расчётов с данными из международных бенчмарков и с другими международными программными комплексами MCU и MCNP;
- публикацией в реферируемых изданиях и выступлением с докладами на российских и международных научных конференциях.

Личный вклад автора

Все результаты, представленные в диссертационной работе, получены автором либо лично, либо при его непосредственном участии.

Автор внёс значительный вклад в подготовку публикационных материалов по теме диссертации, лично выступал с докладами на международных и научно-практических конференциях.

Труд автора был отмечен получением стипендии имени одного из основателей Лаборатории нейтронной физики ОИЯИ и лауреата нобелевской премии академика Ильи Михайловича Франка в 2021 году и гранта для молодых учёных и специалистов в 2022 г, 2023г и 2024г.

Апробация работы

Основные результаты диссертации докладывались на следующих научных конференциях: VIII Международная молодёжная научная школа-конференция «Современные проблемы физики и технологий», 15-20 апреля 2019 года, г. Москва, НИЯУ МИФИ; Международная конференция молодых специалистов, учёных и аспирантов по физике ядерных реакторов «International Conference for young scientists, specialists and post-graduates on Nuclear Reactor Physics ICNPR-2020», Волга-2020, 7-11 September 2020; The XXIV International Scientific Conference of Young Scientists and Specialists (AYSS-2020), 9-13 November 2020, Dubna, Moscow oblast; 63-я Всероссийская научная конференция МФТИ «Фундаментальная и прикладная физика», 23-29 ноября

2020, Москва, МФТИ; The XXV International Scientific Conference of Young Scientists and Specialists (AYSS-2021), 11-15 октября 2021, Dubna, Moscow region; IX Международной молодёжной научной школы-конференции «Современные проблемы физики и технологий», 26-28 апреля 2022, г. Москва, НИЯУ МИФИ; INTERNATIONAL CONFERENCE “Condensed Matter Research at the IBR-2”, 25-29 April 2022, Dubna, Russian Federation; Научно-практическая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (НЕЙТРОНИКА-2022)», 31.05-03.06.2022г, г. Обнинск; The IV International Scientific Forum “Nuclear science and Technologies”, 26-30 September 2022 at the Institute of Nuclear Physics (INP) of the Ministry of Energy of the Republic of Kazakhstan, Almaty; JINR - AYSS (Association of Young Scientists and Specialists) “Alushta-XII”, 4-11 June 2023, Alushta, Russian Federation; International Seminar on Interaction of Neutrons with Nuclei «ISINN-29», 28 May – 2 June, 2023, Dubna, Russian Federation; Семинар ОМУС в дом учёных ОИЯИ, 28.06.2023, «ядерные реакторы и ядерные топливные циклы», Дубна; Задачи и методы нейтронных исследований конденсированных сред ЗМНИКС, 21 сентября 2023г, Екатеринбург, РФ; Использование рассеяния нейтронов в исследовании конденсированных сред (РИНКС-2023), 25-28 сентября 2023г, Екатеринбург, РФ; XXVII International Scientific Conference of Young Scientists and Specialists (AYSS-2023), 30 October - 3 November 2023, Dubna, Russian Federation; International Seminar on Interaction of Neutrons with Nuclei «ISINN-30», 14-18 April, 2024, “Optimization of neutron physics parameters of the new pulsed nuclear reactor Neptune”, Sharm El-Sheikh, Egypt, устный секционный доклад.

Публикации

По теме диссертационной работы опубликовано 9 работ, отражающих основное содержание диссертации, из них 5 статей в изданиях, индексируемых в международных базах данных Scopus и Web of Science, 4 статьи в журналах, входящих в список ВАК РФ и РИНЦ.

Структура и объём работы

Диссертация состоит из введения, шести глав, заключения и списка литературы. Общий объём работы составляет 190 страниц основного текста, включая 46 таблиц и 58 рисунков, в том числе графики.

В первой главе приводится подробное описание развития технологии ядерных импульсных реакторов. А также приводятся основные характеристики активной зоны российских импульсных реакторов и режимы работы быстрых импульсных реакторов. А также рассматриваются основные свойства изотопа Np-237.

Во второй главе производится сравнение библиотек оцененных ядерных данных для изотопа Np-237 и сравниваются результаты расчета программного комплекса SERPENT с другими программными комплексами, реализующими метод Монте-Карло, а также приводится описание расчётной модели реактора НЕПТУН.

В третьей основной главе обоснован способ значительного снижения уровня колебаний импульсов мощности в реакторе НЕПТУН через увеличение $\beta_{\text{имп}}$, которая в

свою очередь изменяется путем увеличения времени жизни поколения нейтронов τ до 30 нс.

Четвертая глава посвящена изучению возможности исключения использования гадолиниевый фильтр с целью упрощения конструкции реактора, а также использования в качестве материала отражателя изотопа свинец-208.

В пятой главе выдвигается и подробно описывается способ снижения энерговыделения в материале гидрида титана модулятора реактивности (МР) реактора НЕПТУН с минимальным влиянием на эффективность модулятора.

Шестая глава посвящена оптимизации теплового и холодного замедлителей реактора НЕПТУН для получения максимально возможных потоков тепловых и холодных нейтронов на выводимых пучках.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность темы диссертационной работы, сформулированы её основные цели, задачи, научная новизна, основные положения, выносимые на защиту, степень достоверности, апробация и публикации.

В первой главе приводится литературный обзор по исследовательским реакторами. Рассматриваются различные типы исследовательских реакторов с указанием примеров каждого из них. Рассматриваются различные типы импульсных исследовательских реакторов. Рассматривается история исследовательских импульсных реакторов в России, особенно в Дубне. Показана исходная расчётная модель реактора НЕПТУН, дано общее описание установки. Выполнено сравнение Np-237 с такими делящимися изотопами как U-235 и Pu-239.

Наряду с другими способами классификации исследовательские реакторы делятся на реакторы непрерывного (стационарного) действия и импульсные (пульсирующие) реакторы. Ядерные исследовательские реакторы непрерывного (стационарного) действия характеризуются тем, что их реактивность, тепловая мощность, как и нейтронный поток, постоянны во времени. С целью разработки мощных источников нейтронов и γ -излучения в 50-х годах прошлого века широкое распространение получили импульсные реакторы, которые обеспечивают генерацию контролируемых и повторяемых вспышек деления тяжёлых ядер.

При исследовании структуры вещества с помощью источника нейтронов требуется точно знать энергию налетающих нейтронов. Для этого нужен моноэнергетический источник нейтронов или используют времяпролетную схему. Первоначально для времяпролетной схемы использовался стационарный реактор с механическим прерывателем. Прерыватель пропускает нейтроны и формирует импульс в момент прохождения щели. Остальное время прерыватель перекрывает пучок и реактор работает впустую. В случае использования подобной схемы наблюдаются значительные потери ядерного топлива. В 1955 г. Д.И. Блохинцев предложил реактор с периодической модуляцией реактивности вращением МР или части активной зоны (а.з.), который работает только во время импульса.

Исследовательские периодические импульсные реакторы (ПИР) в России.

ПИР строились и эксплуатировались только в СССР и России. Теория ПИР была разработана в городе Обнинск в Физико-энергетическом институте (ФЭИ) и реализована в городе Дубна в Объединённом Институте Ядерных Исследований (ОИЯИ) [2-8].

Идея Блохинцева заключалась в том, чтобы каким-либо образом осуществлять периодическое сближение двух подкритических масс с целью образования критической массы с выдачей импульса мощности. Максимальная величина надкритичности на мгновенных нейтронах ϵ_m определялась заранее с высокой точностью [9, 10].

1. **Реактор ИБР-1** – был первый периодический импульсный реактор в мире, в котором импульс создавался периодическим вращением части а.з. 23 июля 1960 г. в лаборатории нейтронной физики ОИЯИ состоялся физический пуск реактора. ИБР-1 имел среднюю мощность всего 1 кВт, в дальнейшем она была повышена до 6 кВт, и длительность импульса (полуширину) нейтронов около 40 мкс.

2. **Реактор ИБР-30** – в августе 1968 года реактор ИБР-1 был демонтирован и заменён реактором ИБР-30, а 10 июня 1969 года он достиг средней мощности 30 кВт [11, 12].

3. **Реактор ИБР-2** – 30 ноября 1977 г. состоялся физический пуск реактора, а энергетический пуск состоялся через 7 лет в апреле 1984 года. Продолжительный период пуска реактора объясняется стремлением снизить до минимума риск нештатных ситуаций [13, 14]. Модернизированный реактор ИБР-2М вышел на физический пуск с февраля по май 2011 г., а энергопуск закончился к октябрю 2011 г. Проектная средняя мощность составила 4 МВт, но затем была ограничена 2 МВт. Длительность импульса составила 216 мкс. Реактор мог работать в двух режимах, за счет присутствия в комплексе индукционного ускорителя электронов ЛИУ-30В:

а – в режиме бустера: с сильноточным ускорителем, или;

б – в режиме импульсного периодического реактора без ускорителя.

4. **Реактор ИБР-2М** – Реактор ИБР-2 работал до 2006 г и был остановлен в связи с выработкой ресурса. Процесс модернизация реактора состоял из двух этапов, вначале замена подвижного отражателя из стали на новый отражатель из Ni в 2004 г. На втором этапе модернизации реактора ИБР-2 был проведен ряд конструктивных усовершенствований, призванных улучшить физические параметры реактора [15].

5. **Реактор НЕПТУН** – В последнее время ведутся работы по проектированию исследовательского реактора для проведения экспериментов на выведенных пучках, впервые использующего нептуний в качестве ядерного топлива (НЕПТУН). Принципиальные отличия конструкции НЕПТУНа от реакторов типа ИБР состоят в следующем:

- Ядерным топливом является нитрид нептуния.
- Модулятор реактивности – диск из гидрида титана с пустым сектором.
- Замедлители расположены у границ активной зоны и окружены бериллиевым отражателем.

Эти отличия позволяют получить высокий поток нейтронов на выведенных пучках, на порядок превосходящий предельный для реакторов с плутониевым топливом.

Реактор НЕПТУН размещён в массиве биологической и тепловой защиты. Реактор окружён стационарным отражателем, набранным из бериллиевых и никелевых блоков (рис. 1.1 и 1.2). Между двумя половинами активной зоны реактора вращается диск модулятора реактивности. Регулирующий орган, система управления и защиты РО СУЗ размещены вне корпуса реактора, а их исполнительные механизмы выведены в подреакторное помещение. В центральной плоскости активной зоны (ц.п.а.з.) расположены 24 горизонтальных экспериментальных канала, предназначенных для вывода пучков от замедлителей, размещённых в полостях стационарного отражателя. Таблица 1.1 показывает основные характеристики реактора НЕПТУН.

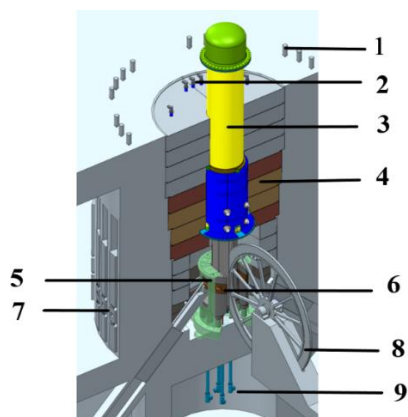


Рисунок 1.1. Реактор НЕПТУН в бетонном массиве.

1- ионизационная камера; 2- привод шибера; 3- Реактор; 4- тепловая защита; 5- стационарный отражатель (Ni); 6- стационарный отражатель (Be); 7- экспериментальный канал; 8- модулятор реактивности; 9- система управления и защиты.

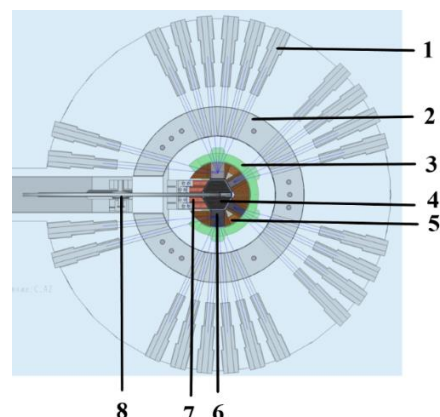


Рисунок 1.2. Разрез в центральной плоскости активной зоны реактора НЕПТУН в бетонном массиве.

1- экспериментальный канал; 2- бетонный массив (биологическая защита); 3- тепловая защита; 4- активная зона; 5- стационарный отражатель; 6- водяной замедлитель; 7- система управления и защиты; 8- модулятор реактивности.

Таблица 1.1. Технические характеристики реактора НЕПТУН

Параметр	Значение
Средняя тепловая мощность, МВт	12-15
Режим работы	импульсный
Частота импульсов, Гц	10
Топливо	NpN
Материал оболочки ТВЭЛа	Сталь ЧС-68
Теплоноситель	Na
Отражатель	Никелевый сплав + бериллий
Замедлители (предзамедлители и холодный замедлитель)	Вода, Мезитилен
Температура теплоносителя на входе в активную зону, °С	290
Температура теплоносителя на выходе из активной зоны, °С	391
Расход через половину а.з., кг/с	58
Перепад давления на а.з., Па	$0,33 \cdot 10^5$

Параметр	Значение
Плотность Потока Быстрых Нейтронов (ППБН) на корпусе реактора, 10^{14} н/см ² ·с	5,7
Флюенс на корпусе реактора за 20 000 ч, н/см ²	$4,1 \cdot 10^{22}$
Средний Плотность Потока Тепловых Нейтронов (ППТН) с поверхности водяного замедлителя, 2р- эквивалент, 10^{13} см ⁻² ·с ⁻¹	12
Эффективная доля запаздывающих нейтронов	0,0013
Время жизни мгновенных нейтронов, нс	$3 \cdot 10^{-10}$
Диаметр твэла, мм	17,2
Шаг твэльной решётки а.з., мм	18,0
Толщина оболочки твэла, мм	0,45
Диаметр топливной втулки, мм	16,0
Диаметр внутреннего отверстия топливной втулки, мм	2,0
Высота топливной части, мм	410,0
Подслой в твэле	Na
Высота слоя торцевого отражателя сверху и снизу, мм	20

Преимущества Np-237 как ядерного топлива для импульсных реакторов.

Np-237 является пороговым изотопом с порогом деления 0,4 МэВ, то есть ниже порога деления U-238 в 2 МэВ. Следствия порогового характера деления нептуния следующие:

1. В активной зоне реакторов с нептунием время жизни поколения быстрых нейтронов τ очень короткое (от 3 до 10 нс) в зависимости от объёмной плотности ядер Np-237. Это позволяет получить более короткий импульс мощности, чем в импульсном исследовательском реакторе на плутонии.

2. В активной зоне реакторов с нептунием эффективная доля запаздывающих нейтронов β -эфф достаточно низкая. Запаздывающие нейтроны имеют энергия от 0,2 до 0,8 МэВ (в среднем 0,4 МэВ), как раз равной энергии порога деления Np-237. При физической доле запаздывающих нейтронов 4×10^{-3} их эффективная доля составляет только $(1,2 - 1,3) \times 10^{-3}$ в зависимости от конструкции зоны реактора. Это позволяет иметь малое значение фоновой мощности между импульсами в импульсном исследовательском реакторе.

3. Пороговый характер деления Np-237 позволяет использовать для управления реактором и модулятора реактивности материалы, замедляющие нейтроны.

Ещё одной важной особенностью Np-237 при использовании его в качестве основного ядерного топлива, является возможность увеличения топливной кампании за счет наработки Pu-238.

Основные показатели качества импульсного реактора как источника нейтронов.

Для импульсного реактора периодического действия длительность нейтронного импульса является не менее значимым показателем, чем плотность потока нейтронов (ПНН) из а.з. реактора.

Главным преимуществом импульсного периодического реактора является возможность использования его для исследования энергетической зависимости взаимодействия нейтронов с образцом. В этих исследованиях точность измерения энергии нейтронов ($\Delta E/E$) является главным критерием. Основными характеристиками импульсного реактора являются его средняя мощность $W_{\text{средняя}}$ и длительность импульса. Точность измерения можно повысить путем увеличения количества нейтронов, а также уменьшения средней скорости нейтронов (V).

Чтобы замедлить нейтроны обычно реактор окружается замедлителем. После прохождения нейтронов через замедлитель ширина импульса возрастает. Квадрат длительности импульса замедленных нейтронов $\Delta t^2 \approx \theta^2 + \theta_0^2$, где θ_0 – это длительность медленных нейтронов, образующихся от бесконечно узкого импульса быстрых нейтронов.

Таким образом, можно написать число нейтронов, падающих на образец в единицу времени, в форме $W_{\text{средняя}}/\Delta t^2$, это отношение называется «качеством импульсного реактора». Физики стремятся сделать это отношение как можно больше.

В периодическом импульсном реакторе желательно уменьшить мощность между импульсами (фон) до минимума. В периодическом импульсном реакторе доля мощности, выделяемой во время импульса, должна быть больше 0,9, а фон меньше 0,1. Фон $\approx \beta/\epsilon_{\phi}$, где β – эффективная доля запаздывающих нейтронов и ϵ_{ϕ} – подкритичность между импульсами ($\epsilon_{\phi} = 1 - k_p$), k_p – это коэффициент размножения на быстрых нейтронах. Для этого желательно выбрать топливо с минимальной β и увеличить ϵ_{ϕ} .

Не стоит забывать о такой характеристике, как минимальная частота следования импульсов (n). Нейтроны с энергией E и скоростью V должны успеть пролететь расстояния L до появления следующего импульса, таким образом, частота $n \leq V/L$.

Возможность изменения соотношения дозы в нейтронах и γ -квантах ведет к увеличению ценности импульсного реактора.

Для увеличения ППН следует увеличивать мощность реактора и объем активной зоны. Однако ППН пропорциональна мощности реактора, т.е. удельному энерговыделению, только при малых размерах реактора. С увеличением объема активной зоны при заданном значении удельного энерговыделения значение величины ППН на единицу мощности уменьшается. Дело в том, что в большой активной зоне больше доли конструкционных материалов, что приводит к увеличению поглощения нейтронов в этих материалах, времени генерации нейтронов и длительности импульса.

Таким образом, увеличение мощности реактора при сохранении короткого времени жизни поколения нейтронов считается одной из важнейших особенностей пульсирующих реакторов.

Вторая глава посвящена сравнению библиотек оцененных ядерных данных для уменьшения погрешности при расчёте критической массы Np-237 и сравнению результатов расчета программы SERPENT с другими программами. Также в главе приводится описание расчётной модели реактора НЕПТУН.

Инновационной особенностью реактора НЕПТУН является использование в качестве топлива нитрида нептуния (NpN). Ввиду мало изученности нейтронно-физических характеристик Np-237 для расчётного моделирования работы данного реактора необходима оценка их погрешностей. Вопросы погрешности, связанные с определением критической массы Np-237, непосредственно влияют на обеспечение ядерной безопасности и предотвращение распространения ядерных материалов.

Сравнение библиотек оцененных ядерных данных при расчёте критической массы Np-237.

Экспериментально полученные значения $K_{эфф}$ (эксперимент проведён в Лос-Аламосской национальной лаборатории в 2002 году) сравнили с расчётными значениями, полученными с использованием различных программных комплексов, использующих метод Монте-Карло (MCNP, SERPENT), а также 14 библиотек оцененных ядерных данных (ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII, ENDF/B-VII.1, ENDF/B-8.0, JEF-2.2, JEFF-3.1, JEFF-3.1.1, JEFF-3.2, JEFF-3.3, JENDL-4, JENDL-5, РОСФОНД-10, TENDL-2019 и TENDL-2021).

Для делящихся материалов, таких как Pu и U, экспериментальные значения критической массы были получены непосредственно для «голых» шаров указанных материалов. Однако ввиду отсутствия цикла производства металлического Np-237, необходимого объема материала для проведения аналогичного эксперимента в наличии нет. В связи с этим для сравнения библиотек оцененных ядерных данных для Np-237 проводятся эксперименты, в которых данный нуклид занимает лишь небольшую часть объема сборки. Модель «Лос-Аламосского эксперимента» включала в себя цельнометаллический шар из Np-237 весом 6070 г. Этот шар был окружен полусферами из высокообогащенного урана (см. рис. 2.1). Обогащение урана по U-235 составляло 93%.

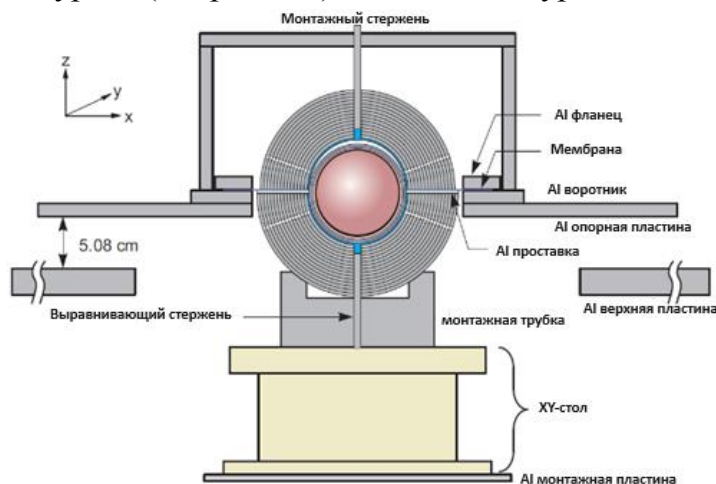


Рисунок 2.1. Экспериментальная установка – сборка Los-Alamos National laboratory

Для расчётов использовался ПК SERPENT-2.1.32. При расчётах были использованы 14 различных библиотек оцененных ядерных данных (ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII, ENDF/B-VII.1, ENDF/B-8.0, JEF-2.2, JEFF-3.1, JEFF-3.1.1, JEFF-3.2, JEFF-3.3, JENDL-4, JENDL-5, РОСФОНД-10, TENDL-2019 и TENDL-2021), с целью нахождения библиотеки, использование которой даёт результат наиболее близкий к

экспериментальному бенчмарку. Также было произведено сравнение результатов, полученных при помощи ПК SERPENT-2.1.32 и ПК MCNP для аналогичной модели с использованием библиотек ENDF/B-VI.8 и ENDF/B-VII соответственно. Сравнение показывает, что результаты, полученные при помощи данных программных комплексов, отличаются незначительно.

Наименьшее отклонение было получено при помощи библиотек РОСФОНД-10, JENDL-5 и ENDF/B-8.0. Библиотеки TENDL показали наибольшее отклонение, поэтому не рекомендуется их использовать для расчётов, связанных с нептунием. В дальнейшем стоит учитывать, что расчётные значения $K_{эфф}$ для всех библиотек, кроме TENDL, оказались ниже минимального значения эффективного коэффициента размножения нейтронов модели с учётом погрешности.

Сравнение результатов расчета программ SERPENT с MCU для реактора НЕПТУН.

Активная зона реактора разделена на две равные части, между которыми проходит модулятор реактивности. Вокруг а.з. расположен отражатель, в отражателе размещены водные замедлители и регулирующие органы СУЗ (РО СУЗ).

Активная зона реактора состоит из твэлов, расположенных в треугольной решётке с одинаковым шагом по всей зоне, что обеспечивает наименьшую критическую загрузку и надежность перегрузки. Топливный сердечник твэла, набранный из втулок спеченного нитрида нептуния, помещен в стальную оболочку; в оболочке находятся верхний и нижний цилиндрические вкладыши-отражатели из никеля, полость для сбора газовых осколков деления и пружина для гашения подскоков сердечника во время импульсов.

Вторым шагом после сравнении библиотек оцененных ядерных данных в данной работе было создание модели реактора с техническими характеристиками, опубликованными в работах, и подтверждение применимости кода SERPENT-2 для расчёта реактора НЕПТУН в разных задачах путём сравнения полученных результатов с аналогичными результатами кода MCU-BR с библиотекой MDBBR50RF. Результаты работ, с которыми сравнивались расчеты автора с помощью кода SERPENT, были получены в Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники им. Н.А. Доллежала (Москва). Программа MCU-BR позволяет моделировать перенос нейтронов и фотонов в произвольной трёхмерной геометрии с непрерывным изменением энергии частиц. Общие виды рассчитанных компоновок реактора в кодах SERPENT и MCU представлены на рис. 2.2. Число и размер задаваемых водных замедлителей, а также толщина бериллиевого отражателя и размеры каналов с нейтронными пучками в обоих вариантах кода одинаковы.

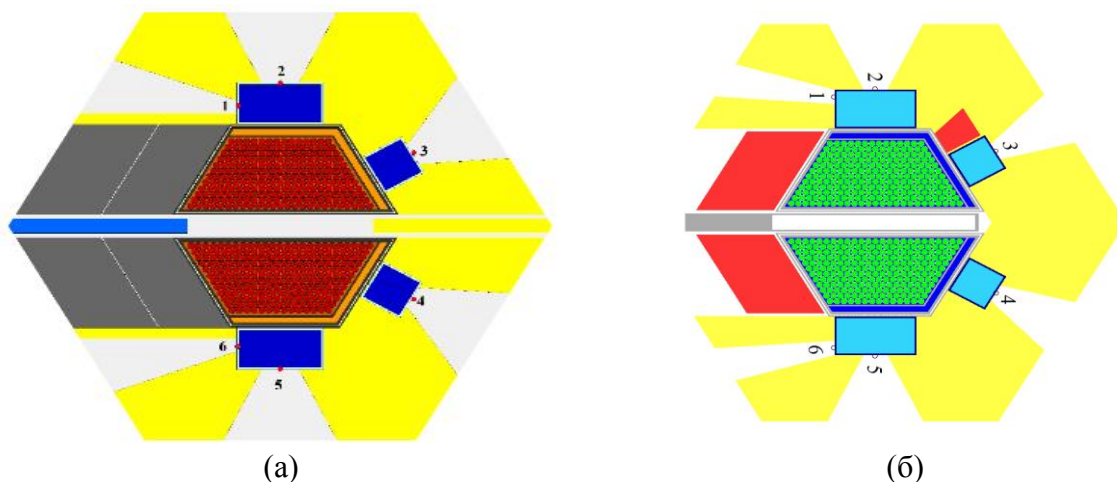


Рисунок 2.2. Компоновки реактора.

(а) рисунок получен из кода SERPENT, (б) рисунок получена из кода MCU.

Таблица 2.1 и 2.2 представляют полученные результаты расчёта ($K_{эфф}$, эффективная доля запаздывающих нейтронов и время жизни мгновенных нейтронов) и значения плотности потока резонансно-тепловых нейтронов ($E \leq 0,5$ МэВ) на поверхности водяных замедлителей, полученные с помощью SERPENT с библиотекой ENDF/B-VIII, и сравнение их с аналогичными результатами кода MCU-BR с библиотекой MDBBR50RF.

Таблица 2.1. Основные результаты расчёта реактора НЕПТУН.

Параметр/Характеристика	SERPENT-2	MCU-BR
Величина $K_{эфф}$	1,00822 / $\pm 0,00011$	1,0046
Эффективная доля запаздывающих нейтронов	0,0013423 / $\pm 0,00241$	0,0011
Время жизни мгновенных нейтронов, нс	9,66123 / $\pm 0,00100$	10

Таблица 2.2. Значения плотности потока тепловых нейтронов на внешней поверхности водяных замедлителей в центре поверхности (см. рис. 2.2 точки 1-6)

ППТН, $10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	SERPENT-2	MCU-BR
Точка 1 (ВЗ-1)	10,67 / $\pm 0,02677$	9,95
Точка 2 (ВЗ-1)	6,775 / $\pm 0,04499$	7,98
Точка 3 (ВЗ-2)	7,210 / $\pm 0,05166$	7,05
Точка 4 (ВЗ-3)	6,818 / $\pm 0,05429$	8,46
Точка 5 (ВЗ-4)	6,395 / $\pm 0,04253$	7,96
Точка 6 (ВЗ-5)	10,95 / $\pm 0,04253$	9,91

Полученные $K_{эфф}$, эффективная доля запаздывающих нейтронов и время жизни поколения нейтронов, полученные при помощи кода SERPENT, в значительной степени согласуются с опубликованными ранее результатами. Незначительные различия между результатами расчёта и данными НИКИЭТ могут быть связаны с использованием разных библиотек сечений. Различия в плотности потока тепловых нейтронов (ППТН) между двумя кодами могут быть связаны также с небольшими различиями в геометрии. Полученные результаты демонстрируют высокую точность программы SERPENT и возможность её применения для данного расчёта.

В третьей главе предложен и обоснован оригинальный способ значительного снижения уровня колебаний импульсов мощности в реакторе НЕПТУН путем увеличения величины $\beta_{\text{имп}}$.

Энергия импульса определяется значением мгновенной надкритичности ϵ_m (максимальное значение надкритичности в максимуме модуляции реактивности) и интенсивностью источника запаздывающих нейтронов, родившихся во всех предыдущих импульсах.

При увеличении реактивности на некоторую величину $\Delta\rho$ относительно равновесного значения ρ_0 средняя энергия импульсов увеличивается. Интенсивность источника запаздывающих нейтронов увеличивается за счёт накопления предшественников запаздывающих нейтронов. Мощность каждого последующего импульса становится больше предыдущего, и реактор разгоняется за счёт запаздывающих нейтронов. В формуле 3.3 показано, что зависимость мощности от времени подчиняется «уравнению обратных часов», как и в не пульсирующем реакторе, но роль $\beta_{\text{эфф}}$ в случае пульсирующего реактора выполняет $\beta_{\text{имп}}$, которая в десятки раз меньше $\beta_{\text{эфф}}$.

$$Q = \frac{S}{v} \cdot \frac{1.25}{V \sqrt{\alpha \cdot \rho_m}} \exp \left[\frac{1.33}{V \cdot \tau} \cdot \sqrt{\frac{\epsilon_m^3}{\alpha}} \right], \quad (3.1)$$

$$\frac{Q}{Q_{\text{ном}}} = \frac{\Delta\rho}{\beta_{\text{имп}}}, \quad (3.2)$$

$$Q \cong Q_{\text{ном}} \times e^{\left(\frac{\Delta\rho}{\beta_{\text{имп}}}\right)}, \quad (3.3)$$

$$\beta_{\text{имп}} \cong 0.5(\alpha V^2 \tilde{\tau}^2)^{\frac{1}{3}}, \quad (3.4)$$

$$\beta_{\text{имп}} \cong 0.5(\alpha V^2 \tilde{\tau}^2)^{\frac{1}{3}} \quad (3.4)$$

$$\theta_{\text{эфф}} \cong 1.35 \left(\frac{\tilde{\tau}}{\alpha \cdot V^2} \right)^{\frac{1}{3}}, \quad (3.5)$$

где S – источник запаздывающих нейтронов; α - коэффициент параболы реактивности модулятора реактивности (МР), с^{-2} ; ϵ_m - равновесное значение надкритичности на мгновенных нейтронах; (τ) - среднее время «жизни» поколения нейтронов, с; $\theta_{\text{эфф}}$ - длительность импульса; V - линейная скорость МР, м/с; а $\beta_{\text{имп}}$ - импульсная доля запаздывающих нейтронов.

При малых отклонениях реактивности реактора от равновесного значения ($\Delta\rho < 0,5\beta_{\text{имп}}$) средняя мощность медленно изменяется и её связь и ρ_m в выражении (3.1) сводят к линейной (3.2). При большом отклонении ($\Delta\rho > 0,5\beta_{\text{имп}}$), скорость роста или спада средней мощности реактора увеличивается и связь Q и ρ_m даёт экспоненциальный закон, вытекающий из разложения в ряд показателя экспоненты в формуле (3.1) как показано в соотношении (3.3).

Для рассматриваемой в исходной конструкции реактора НЕПТУН $\alpha \approx 10^{-4} \text{ см}^{-2}$, $V = 62 \text{ м/с}$ и $\tau = 10 \text{ нс}$, соответственно, согласно (3.4) значение импульсной доли

запаздывающих нейтронов будет равно $3.6 \times 10^{-5} K_{эфф}$. При таком значении $\beta_{имп}$ флуктуации реактивности порядка $\pm 10^{-5} K_{эфф}$ вызовут разброс энергии импульсов $\pm 33 \%$, а при флуктуациях реактивности $+ 2.5 \times 10^{-5} K_{эфф}$, размах колебаний мощности импульсов достигнет уже $2 Q_{ном}$, что можно считать предельно допустимым.

Помимо проблемы флуктуаций есть ещё проблема стохастической неустойчивости. Отрицательная обратная связь за счёт теплового расширения а.з. может привести реактор к усилению колебаний мощности импульсов и даже к стохастической неустойчивости. Условие стохастической устойчивости определяется следующим отношением:

$$|K_T \cdot \Delta T| < 2\beta_{имп}, \quad (3.6)$$

где K_T - быстрая составляющая температурного отрицательного эффекта реактивности ($= 10^{-5}$ для реактора НЕПТУН); ΔT – нагрев сердечника твэла за время импульса (≈ 10 К для реактора НЕПТУН) и $\beta_{имп} = 3,6 \times 10^{-5}$ в реакторе НЕПТУН. При таких параметрах условие устойчивости не выполняется.

Вследствие вышесказанного ясно, что для снижения флуктуаций и увеличения порога устойчивости крайне желательно увеличить $\beta_{имп}$ в 2 раза. Конструкция реактора и выбор нитрида Np-237 как ядерного топлива позволяют увеличить импульсную долю запаздывающих нейтронов без ухудшения физических характеристик источника. В данной главе рассматривается только способ увеличения $\beta_{имп}$ за счёт τ .

Повысить время жизни поколения нейтронов в реакторе НЕПТУН можно добавлением в активную зону изотопов, делящихся на эпи-тепловых нейтронах: Pu-239 или U-235 (см. рис. 3.1). Задача данной главы заключается в выборе подходящих концентраций Pu или U в активной зоне, чтобы доли делений в Pu или U увеличили усреднённое время жизни поколения нейтронов в реакторе с 8 нс до 30 нс. Твэлы, содержащие плутоний или уран, располагались в первом ряду в составе сборок активной зоны по соседству с замедлителями нейтронов. Для того чтобы избежать слишком сильного увеличения времени жизни генерации нейтронов используется гадолиниевый фильтр для поглощения тепловых нейтронов (ниже 0.2 эВ) и части эпи-тепловых нейтронов. В первом ряду рядом с водяным замедлителем (см. рис. 3.1) топливные композиции (NpN) были заменены на один из составов, показанных в таблице 3.1 с тремя разными толщинами Gd-фильтра (0.1, 0.3 и 0.5 см).

Таблица 3.1. Соотношение между композицией и номерами

Номер	Композиция
1	PuN + NpN (10 % + 90 %)
2	PuN + NpN (15 % + 85 %)
3	PuN + NpN (20 % + 80 %)
4	PuN + ZrN (10 % + 90 %)
5	PuN + ZrN (15 % + 85 %)
6	PuN + ZrN (20 % + 80 %)
7	PuN + ZrN (25 % + 75 %)

Таблица 3.1. Соотношение между композицией и номерами

Номер	Композиция
8	UN, обогащение U-235, 25%
9	UN, обогащение U-235, 50%
10	UN, обогащение U-235, 60%
11	UN + NpN (40 % + 60 %), обогащение U-235, 40%
12	UN + NpN (40 % + 60 %), обогащение U-235, 90%
13	UN + NpN (50 % + 50 %), обогащение U-235, 50%

Из рис. 3.2 можно сделать вывод, что желательное время жизни поколения нейтронов в а.з. (≈ 30 наносекунд) можно достигнуть на трёх из рассчитанных композиций, а именно, варианты № 1, 4, 12. Однако, из рис. 3.3 можно исключить вариант № 4, поскольку он приводит к снижению реактивности ниже критического уровня. Следовательно, из рис. 3.2 и 3.3 можно сделать вывод, что для увеличения времени жизни нейтронов до 30 наносекунд следует выбрать варианты композиции № 1 или 12.

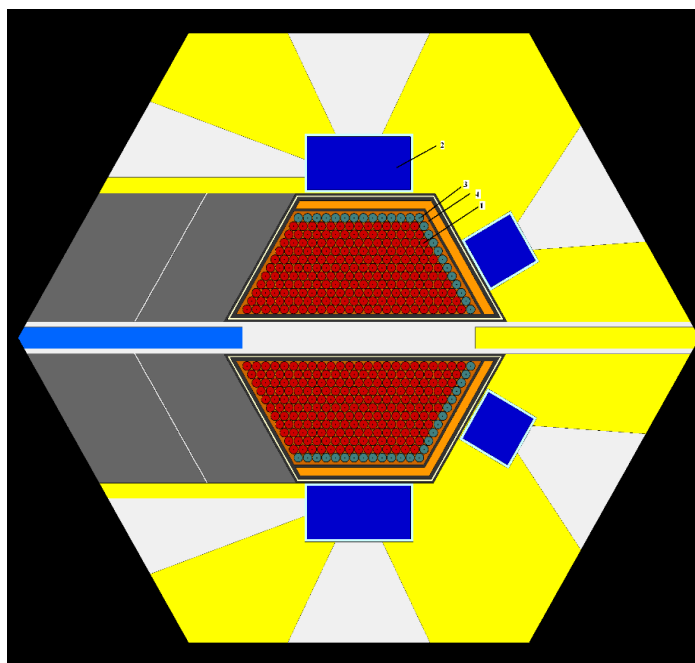


Рисунок 3.1. Активная зона реактора НЕПТУН с добавкой U-235 или Pu-239 на периферии.
1- твэлы с NpN. 2- водяной замедлитель. 3- твэл с добавками плутония или урана. 4- слой гадолиния.

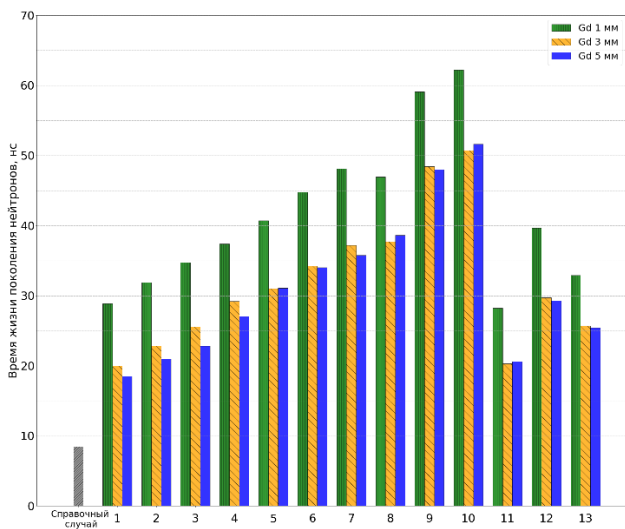


Рисунок 3.2. Время генерации при различных составах и различной толщине Gd-фильтра.

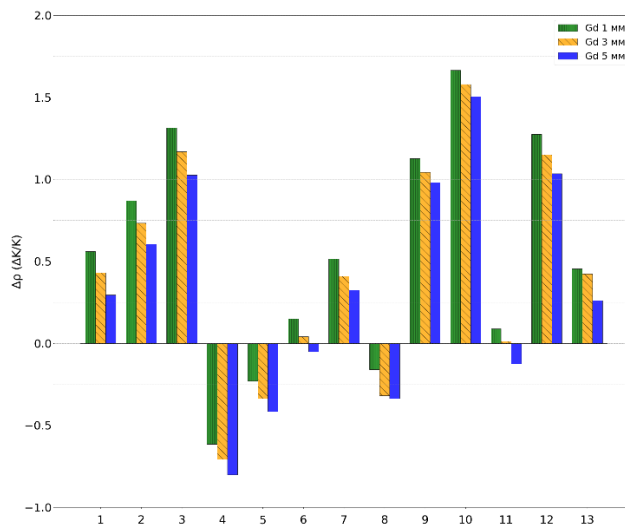


Рисунок 3.3. Изменение реактивностей в результате добавления Pu или U.

Результаты показывают, что добавление 40% высокообогащенного урана к краям активной зоны реактора значительно улучшает коэффициент неравномерности распределения энерговыделения в а.з., в дополнение к значительному снижению максимума энерговыделения в центре.

Помимо того, что было сказано выше, скорость выгорания Pu-239 будет намного выше скорости выгорания U-235. В случае добавления U-235 эффективно работают нейтроны с энергией от 0.2 эВ и до первого резонанса захвата нептуния 0.5 эВ с сечением деления ~ 150 – 200 барн. А у Pu-239 первый резонанс деления приходится на 0.3 эВ с сечением 3000 барн. Так что добавление нитрида плутония в нитрид нептуния в твэлы пограничного с водным замедлителем нейтронов ряда приводит к заметному делению плутония в интервале 0.2 - 0.4 эВ., что приводит к необходимости периодически останавливать реактор и постоянно менять те стержни, которые содержат плутоний.

В четвертой главе исследуется возможность отказа от использования гадолиниевого фильтра для поглощения медленных нейтронов, возвращающихся из замедлителей, размещённых в отражателе, с целью упрощения конструкции реактора и уменьшения бесполезных поглощений нейтронов вне топлива. Были изучены возможности использования нептуния только в качестве поглотителя части медленных нейтронов для управления временем жизни поколения нейтронов в активной зоне реактора. Также были изучены возможности использования нового отражателя из свинца-208 с целью использования низкообогащённого урана (менее 20% обогащения) для увеличения времени жизни генерации нейтронов.

Таблица 4.1. Распределение урановых стержней в рассмотренных вариантах расчётов.

Вариант	Место размещения урановых стержней, содержащих уран, в а.з.	Количество урановых стержней, добавленных в а.з.
В1	Вариант без каких-либо дополнений.	0
В2	Вариант с добавлением урана в первом ряду рядом с замедлителем нейтронов и без использования Gd-фильтра.	50
В3	Вариант с добавлением урана в первом ряду рядом с замедлителем нейтронов и с применением Gd-фильтра.	50
В4	Вариант с добавлением урана во втором ряду без использования Gd-фильтра.	48
В5	Вариант с добавлением урана в третьем ряду без использования Gd-фильтра.	46
В6	Вариант с добавлением урана во втором и третьем ряду без использования Gd-фильтра.	28

С целью увеличения времени жизни поколения нейтронов нитрид нептуния NpN в твэлах в местах, показанных в таблице 4.1 и на рис. 4.1, был заменен на (UN + NpN (40 % + 60 %), обогащение U-235, 90%) без использования гадолиниевого фильтра, как в третьей главе.

В таблице 4.2 представлены результаты изменения значений времени жизни поколения нейтронов, реактивности и эффективной доли запаздывающих нейтронов в зависимости от расположения и количества твэлов, содержащих высокообогащенный уран в реакторе.

Большая разница во времени жизни нейтронов в варианте № 2 и 3 демонстрирует необходимость использования фильтра (в варианте 3 использовался гадолиниевый фильтр, как описано в предыдущей главе) во избежание значительного увеличения времени жизни нейтронов за счет поглощения медленных нейтронов, возвращающихся в активную зону реактора.

Таблица 4.2. Время жизни нейтронов, эффективный коэффициент размножения и эффективная доля запаздывающих нейтронов для вариантов В1-В6.

Вариант	Время жизни поколения нейтронов, нс	$K_{эфф}$	$\beta_{эфф}, 10^{-3}$
В1	10,43	1,005	1,28
В2	1410,1	1,029	1,59
В3	31,22	1,019	1,48
В4	90,77	1,02	1,55
В5	21,3	1,02	1,55
В6	30,31	1,015	1,46

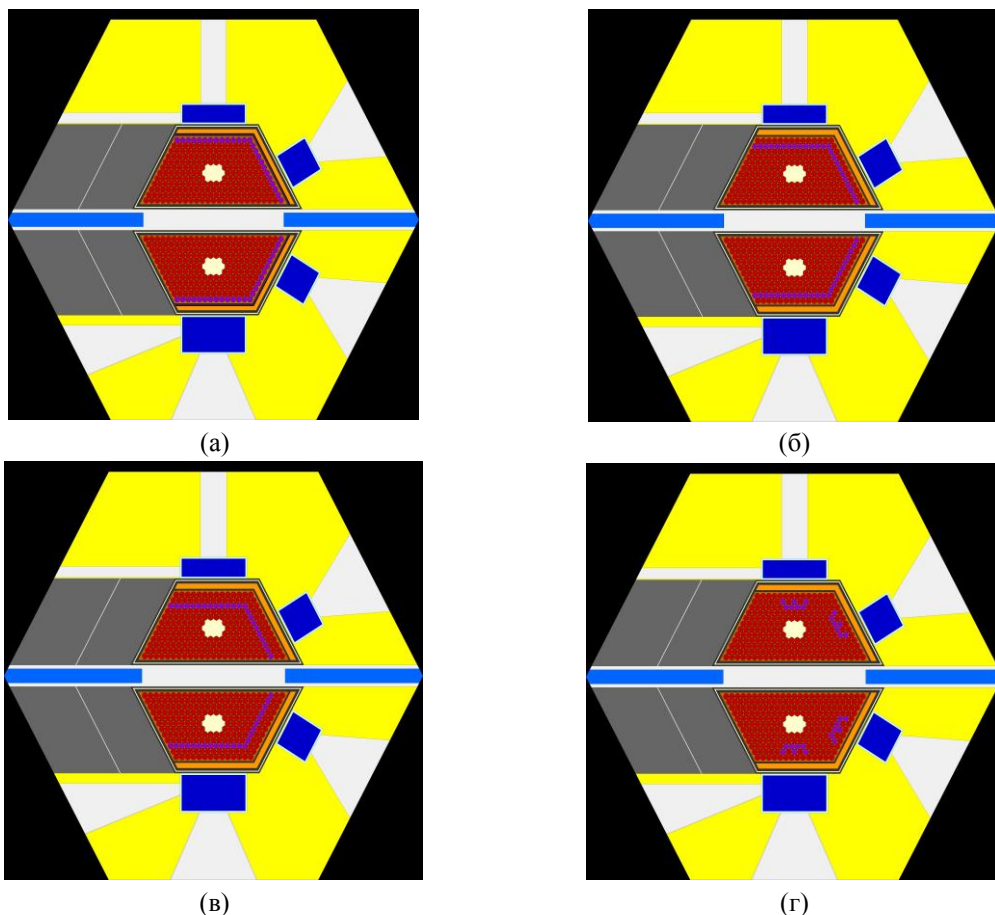


Рисунок 4.2. Различные модели распределения урановых стержней в активной зоне реактора.
 а) В первом ряду рядом с замедлителем нейтронов; б) Во втором ряду; в) В третьем ряду; г) Во втором и третьем рядах.

В варианте № 6 уран частично разместили во втором и третьем рядах, чтобы получить необходимое время жизни нейтронов (30 нс). Это доказывает, что первый ряд стержней, содержащий нитрид нептуния, поглотил большую часть медленных нейтронов, отраженных от отражателя и замедлителя нейтронов.

Одним из недостатков варианта В6 является то, что коэффициент неравномерного распределения энерговыделения по активной зоне реактора хуже, чем в случае В3, и практически равен коэффициенту в случае без каких-либо добавок, иными словами, при выборе случая В6 теряется преимущество улучшения распределения энерговыделения в реакторе.

Новые правила Международного агентства по атомной энергии в целях ограничения распространения ядерного оружия ограничивают использование урана, обогащённого больше 20% в исследовательских реакторах [16, 17]. Поэтому желательно использовать в реакторе НЕПТУН обогащённый уран менее 20%, чтобы получить увеличение времени жизни поколения нейтронов до 30 нс. Для этого предлагается использовать Рb-208 в качестве отражателя нейтронов вместо никеля и бериллия. Изотоп Рb-208 обладает рядом свойств, которые имеют важное значение для решения данной задачи.

Будучи тяжёлым изотопом, он является слабым замедлителем нейтронов при реакции упругого рассеяния с быстрыми нейтронами. Будучи дважды-магическим

изотопом, первый уровень возбуждения Pb-208 довольно высокий (2,61 МэВ), по сравнению с остальными изотопами свинца. Это приводит к существенно снижению сечения поглощения и увеличению порога сечения неупругого рассеяния нейтронов по сравнению с остальными изотопами свинца. Эти нейтронно-физические свойства делают Pb-208 особенно подходящим вариантом для реактора НЕПТУН, поскольку он не позволяет нейтронам терять значительную энергию при переходе к отражающему слою и, таким образом, быстро возвращаться в активную зону реактора для участия в процессе деления. В этом случае не требуется увеличения доли изотопа U-235.

При расчётах бериллий и никель вокруг активной зоны реактора заменили на свинец-208, сохранив толщину – 30 см. В таблице 4.3 и на рис. 4.3 приведены наименования различных вариантов а.з. и распределение и композиция урановых твэлов, добавляемых в активную зону реактора (В1 – В16).

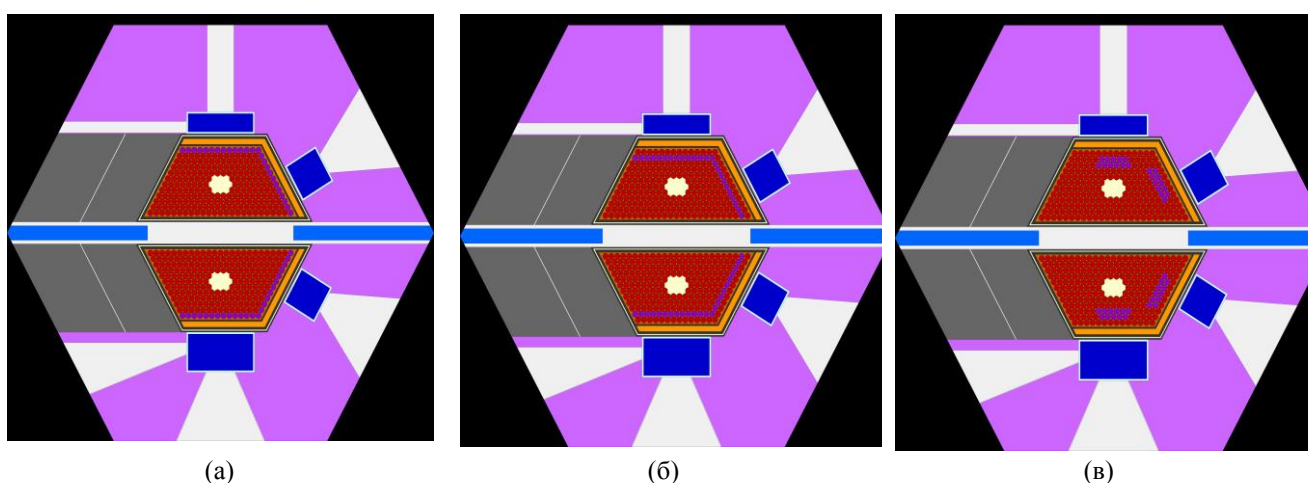


Рисунок 4.3. Различные модели распределения урановых стержней в активной зоне реактора. а) В первом ряду рядом с замедлителем нейтронов; б) Во втором ряду; в) Во втором и третьем рядах.

Таблица 4.3. Распределение и композиция урановых твэлов в рассмотренных вариантах расчётов.

Вариант	Место размещения и композиция урановых стержней, содержащих уран, в а.з.	Количество во урановых стержней, добавленных в а.з.	Вариант	Место размещения и композиция урановых стержней, содержащих уран, в а.з.	Количество во урановых стержней, добавленных в а.з.	Вариант	Место размещения и композиция урановых стержней, содержащих уран, в а.з.	Количество урановых стержней, добавленных в а.з.
В1	а.з. без каких-либо добавок	0	В7	второй ряд "UN – обог. 20%"	48	В12	второй и третьей ряды "UN50+NpN50 – обог. 10%"	44
В2	первый ряд, "UN – обог. 10%"	50	В8	второй ряд "UN50+NpN50 – обог. 10%"	48	В13	второй и третьей ряды "UN50+NpN50 – обог. 20%"	44

Вариант	Место размещения и композиция урановых стержней, содержащих уран, в а.з.	Количество во урановых стержнях, добавленных в а.з.	Вариант	Место размещения и композиция урановых стержней, содержащих уран, в а.з.	Количество во урановых стержнях, добавленных в а.з.	Вариант	Место размещения и композиция урановых стержней, содержащих уран, в а.з.	Количество урановых стержней, добавленных в а.з.
В3	первый ряд "UN – обог. 20%"	50	В9	второй ряд "UN50+NpN50 – обог. 20%"	48	В14	второй и третьей ряды "UN – обог. 5%"	44
В4	первый ряд "UN50+NpN50 – обог. 10%"	50	В10	второй и третьей ряд "UN – обог. 10%"	44	В15	второй ряд "UN60+NpN40 – обог. 10%"	48
В5	первый ряд "UN50+NpN50 – обог. 20%"	50	В11	второй и третьей ряды "UN – обог. 20%"	44	В16	второй ряд "UN40+NpN60 – обог. 20%"	48
В6	второй ряд "UN – обог. 10%"	48						

Таблица 4.4 представляет результаты расчёта времени жизни поколения нейтронов, коэффициента размножения нейтронов и эффективной доли запаздывающих нейтронов для вариантов В1 – В16 при использовании свинцового отражателя.

Результаты показывают, что время жизни поколения нейтронов для той же компоновки активной зоны при использовании бериллий-никелевого отражателя примерно в два раза превышает значение при использовании свинца в качестве отражателя. Это является прямым результатом повышенного участия тепловых и резонансных нейтронов в процессе деления в активной зоне при использовании бериллий-никелевого отражателя. Результаты также показывают, что при использовании бериллий-никелевого отражателя для достижения критичности при замене топлива в первом ряду необходимо добавлять уран с обогащением не менее 20%. В обоих вариантах В15 и В16 было получено точное необходимое время жизни нейтронов, равное 30 нс. Вариант В15 был исключен, так как он переводил реактор в подкритическое состояние. В связи с этим был выбран вариант В16, позволяющий увеличить время жизни нейтронов в реакторе после замены бериллий-никелевого отражателя свинцом.

Расчётные характеристики по распределению энерговыделения в реакторе представлены в таблице 4.5.

Таблица 4.4. Время жизни нейтронов, эффективный коэффициент размножения и эффективная доля запаздывающих нейтронов для вариантов В1-В16 при использовании отражателя из Pb-208.

Вариант	Время жизни поколения нейтронов, нс	$K_{эфф}$	$\beta_{эфф}, e^{-3}$
В1	10,7	1,016	1,3433
В2	821,4	1,003	1,4309

Вариант	Время жизни поколения нейтронов, нс	$K_{эфф}$	$\beta_{эфф}, e^{-3}$
B3	943,9	1,010	1,4693
B4	263,3	1,007	1,3693
B5	415,5	1,012	1,3987
B6	58,8	0,989	1,3984
B7	68,6	0,996	1,4618
B8	27,2	1,001	1,3703
B9	37,2	1,005	1,4145
B10	33,3	0,984	1,4186
B11	34,3	0,992	1,4657
B12	18,0	0,997	1,3722
B13	22,3	1,002	1,3897
B14	27,23	0,980	1,3709
B15	30,31	0,998	1,3693
B16	30,87	1,007	1,3783

Таблица 4.5. Результаты сравнения распределения энерговыделения в активной зоне между вариантами B1-B16.

Вариант	Максимум в а.з., кВт	Максимум на периферии, кВт	Коэффициент неравномерности распределения энерговыделения
B1	41,50	24,88	1,32
B2	44,14	12,86	1,40
B3	43,01	19,04	1,36
B4	43,15	17,29	1,37
B5	42,42	20,73	1,35
B6	46,63	23,05	1,48
B7	45,06	23,66	1,43
B8	44,31	24,09	1,41
B9	43,54	24,16	1,38
B10	47,28	23,39	1,51
B11	45,74	23,85	1,45
B12	44,63	23,97	1,41
B13	43,79	23,96	1,39
B14	48,11	23,92	1,53
B15	44,68	23,83	1,42
B16	43,30	24,52	1,37

Результаты показывают, что добавление во второй ряд рядом с замедлителем стержней, содержащих "UN40+NpN60 - обогащение 20%" для увеличения времени жизни

поколения нейтронов приводит к небольшому увеличению коэффициента неравномерности распределения энерговыделения до 1,37 и максимального энерговыделения в твэлах активной зоны реактора до 43,3 кВт.

Целью пятой главы является снижения энерговыделения в материале гидрида титана, с минимальным влиянием на эффективность модулятора.

Изменение реактивности в реакторе НЕПТУН осуществляется путём вращения модулятора реактивности между двумя половинами активной зоны реактора. Поскольку основным топливом является пороговый изотоп Np-237, наличие водородсодержащего материала в пространстве между половинами а.з. замедляет нейтроны ниже порога деления Np-237 и быстро возвращает реактор в подкритическое состояние. МР представляет собой вращающийся диск с размещёнными в нём блоками из гидрида титана (рис. 5.1). В диске имеется окно, при прохождении которого через активную зону происходит импульс.

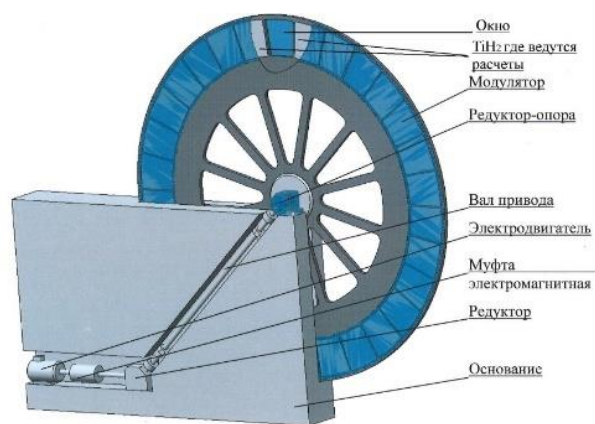


Рисунок 5.1. Модулятор реактивности и место, где были произведены расчёты.

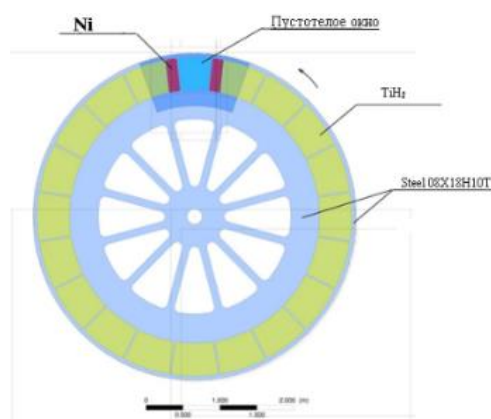


Рисунок 5.2. Модулятор реактивности с добавлением никеля и место, где были произведены расчёты.

При вращении модулятора в момент совмещения окна с проекцией а.з. на плоскость колеса модулятора в материалах модулятора реактивности возникают интенсивные импульсные объемные источники энерговыделения, обусловленные радиационным излучением от а.з. (в основном от нейтронов и гамма-квантов). Технические условия № 95.1149-89ЛУ «Изделия гидрида титана компактного» показывает, что массовая доля водорода в гидриде титана должна быть $(3.3 \pm 0,2\%)$ и можно применить гидрид титана в негерметичных металлических контейнерах при температуре до 350 °С, либо при обеспечении отсутствия контакта с водой и водяным паром возможна эксплуатация вплоть до 400 °С. Срок службы гидрида титана определяется из значения интегрального флюенса быстрых нейтронов или поглощенной энергии от быстрых нейтронов и гамма-квантов.

С целью уменьшения поглощённой энергии в гидриде титана, прилегающем к окну модулятора реактивности, считались варианты с разной шириной окна и с добавлением никелевой пластины разной толщины на краях окна, как показано на рис. 5.2 и в таблице 5.1. Энерговыделение от нейтронов и гамма-квантов было рассчитано для 12 вариантов, приведённых в таблице 5.2, в областях указанных на рисунках.

Таблица 5.1. Варианты для расчётов с разной толщиной никеля и шириной окна модулятора реактивности.

Номер варианта	Толщина никеля, см	Ширина окна, см
1	0	30
2	5	
3	10	
4	0	35
5	5	
6	10	
7	0	40
8	5	
9	10	
10	0	45
11	5	
12	10	

Расчет вёлся для гидрида титана, примыкающего к окну или к никелю с разбиением на равные секторы с высотой, равной высоте активной зоны. С целью увеличения точности расчета гидрид титана, примыкающий к окну или никелю справа и слева, был разделен на элементарные ячейки, размером 1 см³. Таким образом, число ячеек по радиусу составило 45 штук, по дуге модулятора 10 штук и по толщине 4 штуки. Чтобы рассчитать коэффициент альфа, изменение реактивности с изменением положения окна модулятора реактивности относительно активной зоны, был рассчитан и получен ход реактивности для 12 вариантов. Чтобы уменьшить погрешность расчёта $K_{эфф}$ до $\pm 2,6 \times 10^{-5}$, был использован SERPENT-2.32 для трехмерной (3D) модели реактора НЕПТУН с использованием библиотек сечений ENDF/B-VIII и с 1000000 историй нейтронов и 500 активными циклами. Для расчёта температуры в элементарных ячейках гидрида титана воспользовались, как входные данные для ANSYS 2020R1, результатами расчёта энерговыделения в гидриде титана из SERPENT-2.

Максимальные значения энерговыделения в гидриде титана при разной ширине окна и разной толщине никеля приведены в таблице 5.2. Отмечено, что энерговыделение в гидриде титана справа и слева от окна асимметричны, потому что реактор несимметричен относительно оси окна. Чтобы температура гидрида титана не поднялась более чем на 350°C, энергия, выделяемая в титане, не должна превышать 5 Вт/см³. В таблице 5.2 показано, что этого можно добиться, добавив по 10 см никеля с каждой стороны сетки.

Таблица 5.2. Максимальное энерговыделение в гидриде титана от нейтронов и гамма-квантов при разной ширине окна и толщине никеля.

Ширина окна, см	Максимальное энерговыделение в гидриде титана от нейтронов и гамма-квантов, Вт/см ³					
	0 см Ni		5 см Ni		10 см Ni	
	справа	слева	справа	слева	справа	слева
30	9,66	10,52	6,67	7,75	4,48	5,43
35	8,51	9,52	5,56	6,59	3,82	4,46
40	7,41	8,45	4,72	5,61	3,22	3,61
45	6,34	7,32	4,01	4,69	2,60	2,94

Влияние добавления Ni на нейтронные характеристики реактора.

Произведенные расчёты при изменении формы модулятора реактивности (ширины окна и добавлении никеля разной толщины в области, прилегающей к окну справа и слева) показали изменение параметров реактора. Расчёты показали, что значение коэффициента размножения нейтронов $K_{эфф}$ увеличивается с увеличением ширины окна, а также увеличивается с увеличением ширины добавляемого никеля. Увеличение максимальной надкритичности (величина ϵ_m) приводит к увеличению максимальной мощности и числу нейтронов в импульсе. Изменение величины времени жизни поколения нейтрона невелико и почти незначительно.

Отмечено, что наибольшую величину надкритичности и максимальный эффект смещения МР имеет модулятор реактивности с окном шириной 40 см и добавлением никеля справа и слева толщиной 10 см. Кроме этого, теплофизические расчёты этого варианта показывают, что максимальная температура будет ниже максимально допустимой температуры. Результаты показывают, что параметр альфа снижается до значения $3,85 \times 10^{-5}$, что является одним из побочных эффектов данного конструкционного решения.

В шестой главе была проведена оптимизация как водяного замедлителя, так и комплекса холодных замедлителей, с целью определения их оптимальных размеров, а также выбора оптимального материала для использования в качестве холодного замедлителя для нового реактора НЕПТУН для получения максимально возможных потоков тепловых и холодных нейтронов на выводимых пучках.

Вокруг активной зоны реактора НЕПТУН расположены нейтронные отражатели, в основном из никеля толщиной 30 см. Внутри отражателя расположено 4 комплекса замедлителей, состоящих из теплового замедлителя из воды или комплекса из теплового и холодного замедлителя для получения теплового или холодного (нейтроны с энергией от 10^{-7} до 10^{-3} эВ и соответствующей длиной волны от 906 до 9 Å) спектра нейтронов, соответственно. Вокруг комплексов замедлителя расположены бериллиевые отражатели высотой 40 см и толщиной 30 см для увеличения теплового потока нейтронов в замедлителе.

Оптимизация водяного замедлителя. В пучках для экспериментов с тепловыми нейтронами используется водяной замедлитель нейтронов, который расположен сразу после активной зоны реактора, в начале канала. Водяной замедлитель помещён в алюминиевую камеру толщиной 5 мм (см. рис. 6.1); размеры водяной камеры рассматривались в диапазоне $20 \times 10 \times (2-10)$ см³ (ширина, длина и толщина, соответственно), варьировалась толщина камеры.

На рис. 6.2 показан интегральный поток тепловых нейтронов при различной толщине воды. Из графика можно сделать вывод, что максимум интегрального потока нейтронов соответствует толщине воды 5,5 см.

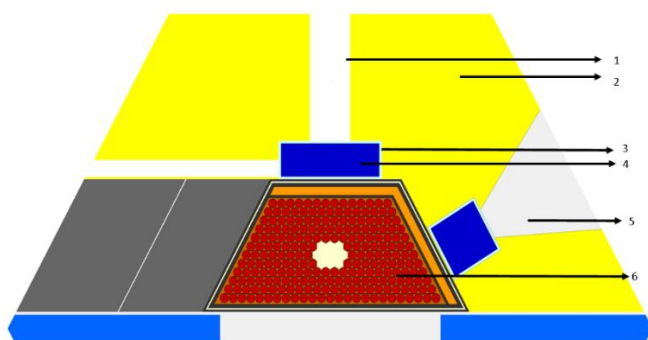


Рисунок 6.1. Поперечный разрез половины активной зоны реактора, демонстрирующий камеру водяного замедлителя.

1 – нейтронный канал. 2 – бериллиевый отражатель. 3 – камера. 4 – водяной замедлитель. 5 – нейтронный канал. 6 – активная зона реактора.

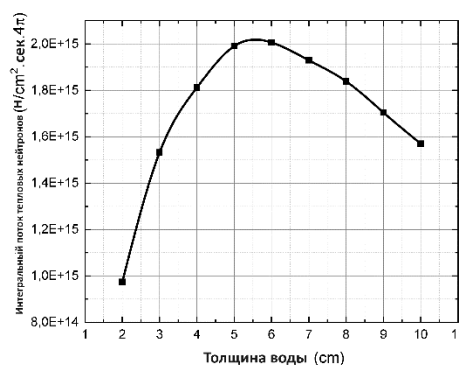


Рисунок 6.2. Суммарный поток нейтронов при различной толщине воды.

Оптимизация толщин водяного пред-замедлителя, холодного замедлителя и конфигураций холодного замедлителя.

На модернизированном исследовательском реакторе ИБР-2 в г. Дубна в настоящее время используются замедлители на основе воды комнатной температуры (пред-замедлители), в состав которых входят три отдельных дисперсных криогенных замедлителя (холодные замедлители) на основе сферических шаров правильной формы диаметром около 3,5 мм, изготовленный из смеси ароматических углеводородов мезитилена и m-xylene. При комнатной температуре смесь замедлителя находится в жидком состоянии. Твердые гранулы формируются с помощью уникального инструмента, называемого капельницей, наполненного жидким азотом. Замороженные таблетки помещаются в камеру холодного замедлителя реактора ИБР-2М пневмотранспортом по трубопроводу сложной схемы.

Основными задачами этой части являются исследование возможности использования комплекса холодных замедлителей, используемых в настоящее время в реакторе ИБР-2М, в качестве холодного замедлителя в новом реакторе НЕПТУН и выбор оптимальной конфигурации камеры холодного замедлителя для получения требуемого потока холодных нейтронов и в то же время низкой поглощённой дозы от нейтронов и фотонов в материале холодного замедлителя, чтобы уменьшить частоту замены холодного замедлителя. Из опыта эксплуатации реактора ИБР-2 в Дубне, использующего

мезитилен в качестве холодного замедлителя, при рабочем цикле, равном 11 суткам, и рабочей мощности 2 МВт холодный замедлитель поглощает дозу, эквивалентную 110 МГр. Эта доза будет использоваться в качестве опорной величины при сравнении двух предложенных конфигураций, а также при сравнении различных материалов, которые будут использоваться в качестве холодных замедлителя в третьей части. Для моделирования использования мезитилена в виде маленьких шариков плотность мезитилена внутри камеры холодного замедлителя была снижена на 50 % от его теоретической плотности 0,8637 г/см³. Были проверены две конфигурации (см. рис. 6.3 и 6.4):

а) широкая конфигурация, при которой холодный замедлитель покрывает почти всю поверхность водного пред-замедлителя. Размеры широкой камеры холодного замедлителя варьировался в пределах 16 x 8 x (1-7) см (ширина, длина и толщина, соответственно), варьировалась толщина.

б) узкая конфигурация, где холодный замедлитель перекрывает только поперечное сечение канала. Размеры узкой камеры холодного замедлителя 8 x 8 x (1-7) см (ширина, длина и толщина, соответственно), варьировалась толщина.

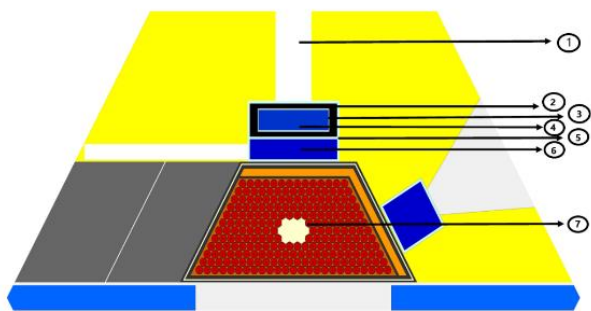


Рисунок 6.3. Поперечный разрез половины активной зоны реактора, демонстрирующий широкую камеру холодного замедлителя.

1 – тестовый пучок. 2 – вакуум. 3 – внутренняя стенка алюминиевого корпуса толщиной 2 мм. 4 – камера холодного замедлителя. 5 – наружная стенка алюминиевого корпуса. 6 – водяной замедлитель. 7 – активная зона реактора.

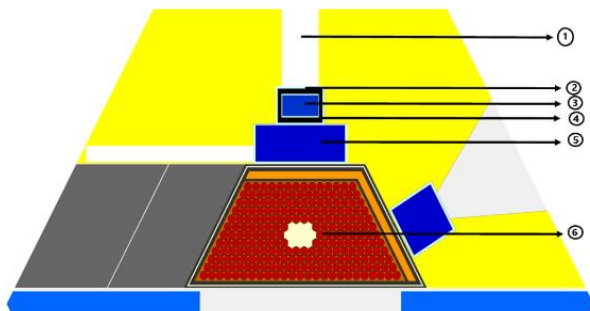


Рисунок 6.4. Поперечный разрез половины активной зоны реактора, демонстрирующий узкую камеру холодного замедлителя.

1 – тестовый пучок. 2 – алюминиевый корпус. 3 – камера холодного замедлителя. 4 – вакуум. 5 – водяной замедлитель. 6 – активная зона реактора.

Сравнивая потоки двух конфигураций, можно сделать вывод, что поток от первой конфигурации (широкой конфигурации) больше второй примерно на 26%, независимо от толщины воды или мезитилена. Наибольший поток холодных нейтронов в обеих конфигурациях получен при толщине холодного замедлителя 2 см. При увеличении толщины холодного замедлителя более 2 см поток уменьшается. Что касается первой конфигурации, то оптимальная толщина воды 4 см, а для второй конфигурации оптимальная толщина воды 5 см.

Интегральные потоки холодных нейтронов для разных толщин холодного замедлителя и воды с поверхности холодного замедлителя с энергий 1Е-11 до 0,005 эВ для первой и второй конфигураций представлены на рис. 6.5 и 6.6 соответственно.

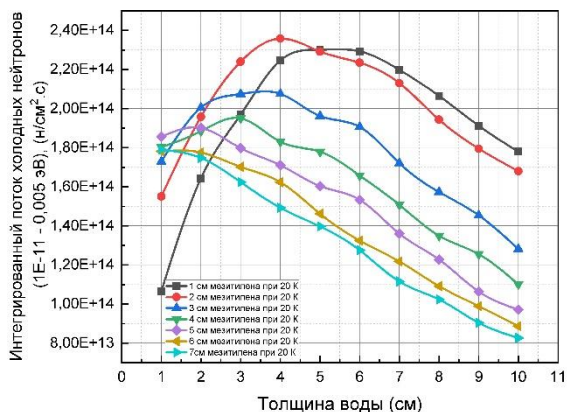


Рисунок 6.5. Зависимость суммарного потока холодных нейтронов от толщины водяного замедлителя для разных толщин холодного замедлителя для первой конфигурации.

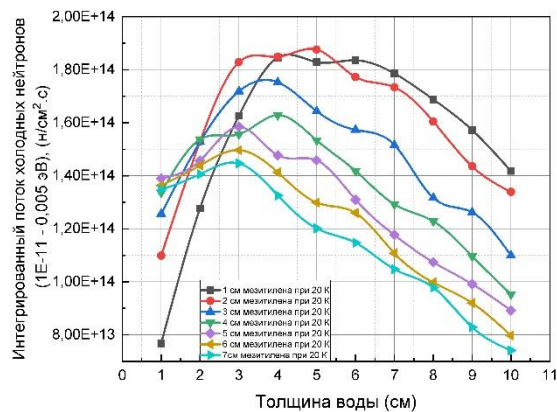


Рисунок 6.6. Зависимость суммарного потока холодных нейтронов от толщины водяного замедлителя для разных толщин холодного замедлителя для второй конфигурации.

В таблице 6.1 представлены суммарные энерговыделения в мезитиле от нейтронов и фотонов, а также показаны поглощённая доза и временной интервал в днях для достижения 110 МГр для первой и второй конфигураций соответственно.

Таблица 6.1. Суммарная поглощённая доза и энерговыделение в мезитиле для вариантов с самым высоким потоком нейтронов для первой конфигурации.

Конфигурация	Толщина мезитилена, см	Толщина воды, см	Суммарная плотность энерговыделения в холодном замедлителе, Вт / см ³	Поглощённая доза в мезитиле, Гр/с	Время поглощения 110 МГр в мезитиле, дни
Первая	2	4	0.6336 ± 0.00409	1467.18	0.8677
Вторая	2	5	0.5402 ± 0.0064	1251.03	1.017

Сравнивая поглощённую дозу и энерговыделение в мезитиле для двух вариантов, видно, что эти величины во втором варианте меньше, чем в первом. И соответственно, самое продолжительное время поглощения 110 МГр в мезитиле из всех ранее рассмотренных вариантов - 24 часа - было достигнуто во втором варианте.

Следовательно, для использования мезитилена в камере холодного замедлителя реактора НЕПТУН потребуется разработка новой технологии непрерывной загрузки мезитилена в новый реактор

Оптимизация материалов холодного замедлителя. Третья часть главы посвящена рассмотрению альтернативного мезитилеу материала в качестве холодного замедлителя реактора НЕПТУН.

Было проведено сравнение пяти различных материалов (мезитиле во второй фазе - жидкий орто-водород- жидкий орто-дейтерий - жидкий пара-водород - жидкий пара-дейтерий) при разных температурах с точки зрения высокой интенсивности холодных

нейтронов и длительности поглощения дозы 110 МГр. Для сравнения была выбрана вторая (узкая) конфигурация, в которой холодный замедлитель толщиной 2 см (выбран по результатам второй части) покрывает весь нейтронный пучок; толщина водяного замедлителя варьировалась от 1 до 10 см (в зависимости от материала).

На рис. 6.7 и 6.8 представлены суммарные потоки холодных нейтронов и энергетический спектр нейтронов для различных материалов холодного замедлителя и различной толщины водяного пред-замедлителя.

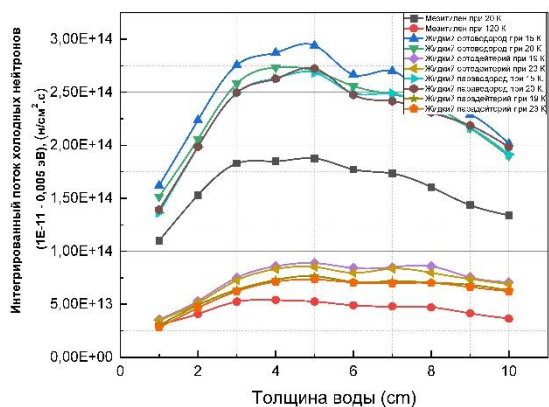


Рисунок 6.7. Зависимость суммарного потока холодных нейтронов от толщины водяного предзамедлителя для различных материалов холодного замедлителя.

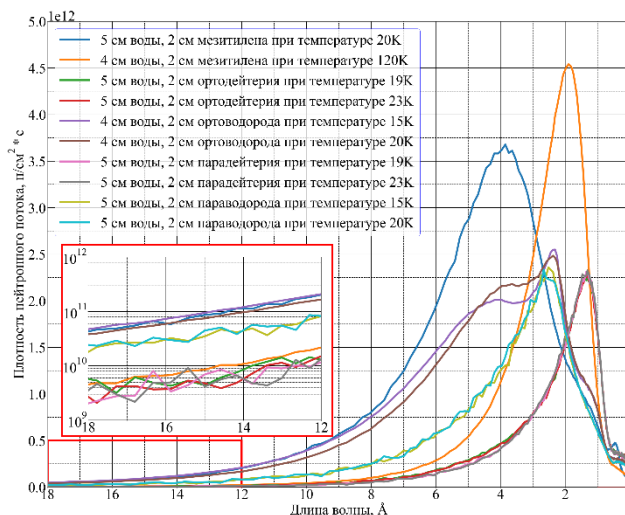


Рисунок 6.8. Энергетический спектр нейтронного потока для различных толщин водяного предзамедлителя и различных материалов холодного замедлителя в камере холодного замедлителя.

Максимальный (среди всех до этого рассмотренных вариантов) интегральный поток холодных нейтронов достигается при использовании ортоводорода при температуре 15 К в качестве холодного замедлителя. Далее в порядке убывания следуют варианты с использованием ортоводорода при температуре 20 К и пара-водорода. Мезитилен показал среднюю способность конвертировать тепловые нейтроны (получаемые после водяного пред-замедлителя) в холодные, а дейтерий – низкую способность.

Время поглощения мезитилена дозы 110 МГр является самым продолжительным (24 часа). Сравнивая это время со временем поглощения ортоводорода той же дозы (3 часа), видно, что оно очень короткое. Относительно малое время поглощения 110 МГр в жидком водороде не создаёт трудностей в эксплуатации, поскольку с жидкими замедлителями легче работать, чем с твёрдыми.

ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ

По итогам проведённой работы были получены следующие результаты.

1. В виду мало изученности нейтронно-физических характеристик Np-237 для расчётного моделирования работы данного реактора необходим их анализ. Экспериментально полученные значения $K_{эфф}$ (эксперимент проведён в Лос-Аламосской национальной лаборатории в 2002 году) сравнили с расчётными значениями,

полученными с использованием различных программных комплексов, использующих метод Монте-Карло (MCNP, SERPENT), а также 14 библиотек оцененных ядерных данных (JEFF, ENDF, JENDL, TENDEL, РОСФОНД). Полученные результаты согласуются с опубликованными данными.

2. Была создана модель реактора НЕПТУН, рассчитаны ее нейтронно-физические параметры по программе комплекса SERPENT-1-32 и проведено сравнение результатов с аналогичными результатами по ПК «MCU-BR», полученными в Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники им. Н.А. Доллежала (Москва). Результаты, полученные авторами, согласуются с опубликованными результатами.

3. Было предложено оригинальное решение, направленное на увеличение времени жизни поколения нейтронов в активной зоне реактора Нептун в три раза для уменьшения влияния нестационарных процессов (колебаний амплитуды импульса и возможности колебательной неустойчивости), тремя путями: добавление высокообогащённого урана (UN + NpN (40 + 60 об. %) при обогащении урана 90%) к 50 стержням первого ряда вблизи замедлителя нейтронов с использованием фильтра из Gd, добавление высокообогащённого урана (UN + NpN (40 + 60 об. %) при обогащении урана 90%) к 28 стержням второго и третьего рядов, без использования фильтров тепловых нейтронов или добавление низкообогащённого урана (UN + NpN (40 + 60 об. %) при обогащении урана 20%) к 48 стержням второго ряда рядом с замедлителем, с использованием альтернативного варианта отражателя реактора (из Pb-208).

4. За счёт введения в конструкцию диска модулятора реактивности дополнительных 10-сантиметровых никелевых отражателей наблюдается снижение энерговыделения в материале гидроксида титана, прилегающего к окну модулятора реактивности реактора НЕПТУН. В результате максимальное энерговыделение в гидриде титана от нейтронов и гамма-лучей снизилось с 10,52 до 3,61 Вт/см³. В качестве побочного эффекта добавления в конструкцию модулятора реактивности никелевых отражателей снизился коэффициент параболы хода реактивности α «альфа» в 1,8 раза. Для получения необходимого результата как по температуре гидроксида титана, так и по значению $\beta_{\text{имп}}$ необходимо увеличить линейную скорость МР до 100 м/с. При одновременном увеличении линейной скорости МР, времени жизни поколения нейтронов, а также уменьшении α -параметра, произошло увеличение длительности импульса с 186 мкс до 267 мкс.

5. Результаты моделирования показывают, что толщина воды 5,5 см внутри камеры замедлителя тепловых нейтронов достаточна для создания максимального потока тепловых нейтронов на внешней поверхности замедлителя.

6. Для получения холодных нейтронов есть два варианта. Первый – использовать ортоводород при температуре 15-20 К. Используя этот материал, можно получить максимальный поток холодных нейтронов с длиной волны более 10 Ангстрем. Вторым вариантом – использовать мелкие шарики мезитилена при температуре 20 К. Эта технология хорошо известна в Объединенном институте ядерных исследований в Дубне, где она в настоящее время используется в реакторе ИБР-2М. Использование мезитилена в новом

реакторе НЕПТУН требует разработки новой технологии, позволяющей периодически заменять эти шарики в процессе работы реактора, каждые 24 часа.

СПИСОК ОСНОВНЫХ ПУБЛИКАЦИЙ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

1. Хассан А.А., Шабалин Е.П., Рзянин М.В. и Подлесный М.М. Способ снижения уровня колебаний мощности в импульсном реакторе «нептун» // Письма в ЭЧАЯ. 2021. Т. 18, № 3(235). С. 283–296.
2. Hassan A. A., Shabalin E.P., et al. Reducing the Level of Power Vibrations in the NEPTUNE Pulsed Reactor // Physics of Particles and Nuclei Letters. – 2021. – Т. 18. – №. 3. – С. 354-369.
3. Хассан А.А., Шабалин Е.П., Рзянин М.В., Булатов К.В. Решение задач нестационарных процессов энергетического реактора Нептуна (флуктуации амплитуды импульса, возможность колебательной неустойчивости) с использованием кода SERPENT // журнал «Труды МФТИ», Фундаментальная и прикладная физика (ISBN 978-5-7417-0754-8) УДК 621.039.51, стр 183.
4. Hassan A.A., Shabalin E.P. Fourth Generation Neutron Source in Dubna, “Solution of Pulse Power Fluctuation Problem” // Physics of Atomic Nuclei. – 2021. – Т. 84. – №. 3. – С. 227-236.
5. Hassan A.A., Bulavin M.V., Afanasyev V.V., Podlesnyy M.M. Optimization the thermal moderator for pulsed research reactor NEPTUNE by SERPENT code // Vestnik natsional'nogo issledovatel'skogo yadernogo universiteta "MIFI". 2022;11(2):186–192.
6. Хассан А.А., Булавин М.В., Афанасьев В.В., Подлесный М.М. Оптимизация теплового замедлителя импульсного исследовательского реактора НЕПТУН по коду SERPENT // Вестник НИЯУ МИФИ. 2022;11(2):186–192.
7. A. A. Hassan, M. V. Bulavin, V. V. Afanasyev, M. M. Podlesnyy // Optimization of the thermal moderator for the new pulsed reactor neptun, Journal of Surface Investigation: X-ray, Synchrotron and Neutron Techniques, 17(2), 514-517, 2023.
8. Hassan A.A., Bulavin M.V., Afanasyev V.V. // Optimization of the cold moderator for the new pulsed reactor NEPTUN. J. Nuclear Engineering and Design. – 2023 – Vol. 404 – p. 112192.
9. Hassan A.A., Chereshekov D.G., Dikova T.S. // The use of Pb-208 as a reflector of the Neptune reactpr, Proceedings of ISINN-29, JINR, E3-2023-58, Dubna, 2023, p.40 –42.
10. А.А. Хассан // Использование свинца-208 в качестве отражателя реактора НЕПТУН, сборник тезисов III Всероссийская научно-практическая конференция «Задачи и методы нейтронных исследований конденсированных сред», с. 19 – 21.
11. Хассан А.А., Дикова Т.С., Афанасьев В.В. // Анализ библиотек оценённых ядерных данных на примере расчёта критичности сферы Np-237, Письма в ЭЧАЯ, том 21, выпуск 2(253), с. 222-229, 2024.

СПИСОК ИСПОЛЬЗУЕМОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Аксенов, В.Л., et al. О пределе нейтронных потоков в импульсных источниках на основе реакции деления. / В.Л. Аксенов // Письма в ЭЧАЯ. - 2017. - 14(5). - с. 14.
2. Шабалин, Е.Г., и др. К вопросу оптимизации импульсного реактора на быстрых нейтронах. / Е.Г. Шабалин / Сообщение ОИЯИ. - 1966. - т. 2708. - с. 19.
3. Ананьев, В.Д., Блохинцев Д.И., и др. Опыт эксплуатации и развитие импульсных периодических реакторов в Дубне. / В.Д. Ананьев // Препринт ОИЯИ 13-4395. - Дубна; в сб.: «Fast Burst Reactors». USAEC CONF-690102, 1969, с. 173 (на англ. яз.). - 1969.
4. Шабалин, Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах / Е.П. Шабалин // 1976. - Атомиздат.
5. Ломидзе, В.Л. Импульсные ядерные реакторы / В.Л. Ломидзе // Серия "ФИЗИКА". - 1982. - Москва: Издательство "Знание".
6. Аксенов, В.Л. Пульсирующий ядерный реактор / В.Л. Аксенов / Природа. - 1996. - т. 39 - с. 3-17.
7. Шабалин, Е.П. Импульсный исследовательский реактор периодического действия: проблемы и решения. дис. д-ра физ.-мат. наук: 01.04.01-приборы и методы экспериментальной физики. / Е.П. Шабалин // 2004. - Объед. ин-т ядер. исслед. - Дубна.
8. Aksenov, V.L. A 15-year forward look at neutron facilities in JINR / V.L. Aksenov // 2017. - (JINR-E3-2017-12).
9. Бондаренко, И.И., Стависский Ю.Я. Импульсный режим работы быстрого реактора. / И.И. Бондаренко // Атомная энергия. - 1959. - 7(5). - с. 417-420.
10. Bondarenko, I.I., Stavisky Y.Y. Pulsed mode of operation of the fast reactor [in Russian]. / I.I. Bondarenko // Atomic energy. - 1959. - 7(5). - с. 417-420.
11. Бунин, Б. Н., и др. Пуск реактора ИБР-30 в режиме импульсного бустера. / Б. Н. Бунин // Сообщение ОИЯИ. - Дубна. - 1972. - с. 13-6213.
12. Голиков, В. В., Ж.А., Л.К. Козлов, К.и. др. Параметры нейтронных пучков ИБР-30. / В. В. Голиков // Сообщение ОИЯИ 3-5736. - Дубна. - 1971.
13. Ананьев, В., и др. Физический пуск модернизированного реактора ИБР-2 (ИБР-2М). / В. Ананьев // Препринт ОИЯИ P13 – 2012 – 41 с. 13.
14. Ананьев, В., и др. Пуск и исследования основных характеристик реактора ИБР-2 с новым модулятором реактивности гетерогенного типа. / В. Ананьев // Сообщение ОИЯИ. - P13 - 2004 -156. - Дубна.
15. Драгунов, Ю.Г., и др. Модернизация импульсного исследовательского реактора ИБР-2. / Ю.Г. Драгунов // Атомная энергия. - 2012. - 113(1). - с. 29-34.
16. National Academies of Sciences et al. Reducing the use of highly enriched uranium in civilian research reactors. – National Academies Press, 2016.
17. Hippel, F.V. A comprehensive approach to elimination of highly-enriched-uranium from all nuclear-reactor fuel cycles / F.V. Hippel // Science and global Security. 2004. - 12(3). - с. 137-164.