

*На правах рукописи*

УДК:621.039.5

**Родина Елена Александровна**

**РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ НЕЙТРОННО–ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК  
МБИР И ОБОСНОВАНИЕ ЕГО ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ**

**АВТОРЕФЕРАТ**

диссертации на соискание ученой степени

кандидата технических наук

по специальности

05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая проектирование,  
эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Автор \_\_\_\_\_

Москва 2013

Работа выполнена в Национальном исследовательском ядерном университете  
«МИФИ»

Научный руководитель: доктор физико-математических наук,  
профессор Щукин Николай Васильевич,  
НИЯУ «МИФИ»

Официальные оппоненты: доктор технических наук,  
Ельшин Александр Всеволодович,  
ФГУП "НИТИ им. А.П. Александрова"

кандидат физико-математических наук,  
Алексеев Павел Николаевич,  
НИЦ «Курчатовский институт»

Ведущая организация: ОАО «Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский институт атомных  
реакторов», г. Димитровград

Защита диссертации состоится \_\_\_\_\_ 2013 г. в \_\_ часов \_\_ минут на заседании  
диссертационного совета Д 520.009.006 в НИЦ «Курчатовский институт» по адресу:  
123182, Москва, пл. Академика И.В. Курчатова, д.1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЦ «Курчатовский институт».

Автореферат разослан " \_\_\_\_ " \_\_\_\_\_ 2013 г.

Просим принять участие в работе совета или прислать отзыв в одном экземпляре,  
заверенный печатью организации.

Ученый секретарь диссертационного совета,  
доктор технических наук, профессор

В.Г. Мадеев

## **ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ**

### **Актуальность работы**

Исследовательские реакторы среди объектов использования атомной энергии занимают особое место. Их основное назначение – радиационные испытания перспективных видов топлива, реакторные испытания твэлов, ТВС, пэлов, других элементов активной зоны, испытания новых типов оборудования, различных технологических систем, освоение технологий производства радиоизотопной продукции различного назначения, наработка модифицированных материалов, проведение прикладных и медицинских исследований с использованием реакторных излучений.

Создание инновационного быстрого исследовательского реактора необходимо для проведения широкого спектра исследовательских и экспериментальных работ с применением реакторного излучения. Основные этапы проектирования быстрого исследовательского реактора связаны с решением таких задач, как формирование компоновки активной зоны с большим количеством экспериментальных устройств, обоснование физико-технических возможностей реактора, моделирование технологии перегрузок с учетом нейтронно-физических особенностей реактора. Решение такого рода задач возможно только на основе проведения комплексных оптимизационных расчетных исследований. На стадии оценочных расчетов, как правило, достаточно использовать так называемые инженерные программные средства, основанные на приближенных моделях нейтронно-физических процессов. Повышение требований к точности нейтронно-физических расчетов при оценке локальных характеристик приводит к необходимости использования прецизионных кодов, основанных на методе Монте-Карло. При целенаправленном использовании различных программных средств обеспечивается возможность достижения, с одной стороны, высокой точности расчетов, а с другой стороны приемлемого для практики быстродействия при получении нейтронно-физических характеристик.

Таким образом, встает одна из наиболее актуальных задач поддержки проектирования перспективных реакторных установок – создание эффективной системы расчетного моделирования для решения широкого круга задач, поставленных при проектировании исследовательской установки.

### **Цели и задачи диссертационной работы**

Основной целью работы является разработка расчетного инструментария для решения задач, возникающих в процессе проектирования реальной

исследовательской реакторной установки при формировании компоновки активной зоны и обоснования физико-технических возможностей реактора.

Поставленная цель была достигнута в ходе решения следующих базовых задач проектирования реакторной установки:

- задача формирования компоновки активной зоны быстрого исследовательского реактора;

- задача обоснования функционально-технических возможностей проектируемого быстрого исследовательского реактора

- задача моделирования изотопной кинетики, технологии перегрузок и равновесной кампании;

- задача обоснования структуры и защиты внутриреакторного хранилища;

- задача инженерной оптимизации наработки радионуклидов.

Для решения этих задач были созданы расчетные модели, обоснован выбор программных средств и разработан ряд дополнительных и вспомогательных программ для анализа, передачи и обработки данных, получаемых в ходе нейтронно-физических расчетов.

### **Научная новизна работы**

1. Разработан новый специализированный алгоритм расчетного моделирования технологии перегрузок и равновесной кампании применительно к быстрому исследовательскому реактору (схема зонного и прямого моделирования выгорания в активной зоне реактора).

2. Впервые проведено моделирование равновесной кампании для компоновки активной зоны проектируемого быстрого исследовательского реактора по схемам зонного и прямого моделирования выгорания в активной зоне, выполнено сравнение и анализ результатов. Полученные данные позволяют сформулировать преимущества и недостатки каждой схемы, области их применения.

3. Впервые для установки рассматриваемого типа выполнен весь необходимый для проектирования комплекс нейтронно-физических исследований по формированию активной зоны реакторной установки от анализа исходных требований и ограничений до расчета характеристик и оценки экспериментального и исследовательского потенциала установки.

4. Получены новые результаты для кросс-верификации кодов TRIGEX, MCNP и выполнена оценка характеристик активной зоны быстрого исследовательского реактора с натриевым теплоносителем по результатам использования инженерно-проектного и прецизионного кодов.

### **Практическая ценность работы**

Практическая значимость диссертационной работы заключается в использовании полученных результатов в материалах эскизного и технического проектов РУ МБИР. Это подтверждается актом о внедрении.

Разработанные расчетные модели, методики и полученные результаты расчетных исследований могут быть рекомендованы для использования при проектировании исследовательских реакторных установок нового поколения.

### **Результаты, полученные лично автором**

Все представленные в диссертации результаты получены автором в качестве исполнителя или ответственного исполнителя в работах по проекту МБИР.

### **Достоверность полученных результатов**

В работе применяются современные достижения в теории ядерных реакторов, методах численных расчетов и средствах информационных технологий. В основу разработанных расчетных моделей проектируемой реакторной установки положены алгоритмы и программные модули компьютерных кодов, прошедших государственную аттестацию в Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору РФ.

### **Апробация работы**

Основные результаты диссертации докладывались на следующих конференциях: Научная Сессия НИЯУ МИФИ (г. Москва, 2012,2013); международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (ОАО «НИКИЭТ», г. Москва, 2012); конференция молодых специалистов «Быстрые реакторы» (ОАО «НИКИЭТ», г. Москва, 2012); международная научная конференция "Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях" (ГНЦ НИИАР, г. Димитровград, 2011).

### **Публикации**

По теме диссертации опубликовано 8 работ, включая 3 статьи в реферируемых журналах из списка ВАК РФ.

## **Структура и объем работы**

Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения. Содержит 137 страниц печатного текста, 21 рисунок, 26 таблиц. Библиография насчитывает 103 наименования.

## **ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ**

Наблюдающийся в настоящее время ренессанс в развитии атомной технологии обусловил растущую востребованность исследовательских ядерных установках и, в особенности, исследовательских реакторов. Перспективы атомной энергетики связаны с развитием реакторов на быстрых нейтронах и замкнутым топливным циклом. Поэтому в рамках Федеральной целевой программы «Ядерные технологии нового поколения на период до 2015 г. и на перспективу до 2020 г.» предусмотрено создание многоцелевого исследовательского реактора на быстрых нейтронах (МБИР). Предполагается, что реактор МБИР будет сооружен и введен в эксплуатацию к 2020 г. на площадке ОАО «ГНЦ НИИАР» в г. Димитровграде Ульяновской области.

Введенный в 1969 году в эксплуатацию опытный реактор БОР-60 занял важное место в ряду созданных отечественных реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: БР-5/10 (1959 г.), БОР-60 (1969 г.), БН-350 (1973 г.), БН-600 (1980 г.), ИБР-2 (1982 г.). Сорокалетняя успешная эксплуатация реактора БОР-60 позволила комплексно отработать натриевую технологию в реакторных условиях, обеспечить необходимыми экспериментальными данными проекты БН-350, БН-600, БН-800, провести обширные материаловедческие исследования, комплексные исследования проблем замкнутого топливного цикла и, вместе с тем, успешно реализовать возможности реактора для решения прикладных задач – производства электроэнергии и изотопной продукции.

Сооружение реактора МБИР должно обеспечить не только преемственность реализации экспериментальных и исследовательских программ, выполняемых на реакторе БОР-60, но и инновационное развитие экспериментальной базы отрасли. В первую очередь это связано с необходимостью достижения более высокой плотности потока нейтронов в реакторе и проведения исследований топлива и материалов для обоснования реакторных технологий с различными типами теплоносителей от газа до жидких металлов, что требует создания автономных петлевых установок в быстром реакторе. Более того, предполагается, что реактор МБИР станет современным инструментом международного коллективного пользования по экспериментальным исследованиям в обоснование инновационных реакторных технологий на быстрых нейтронах.

Основной целью работы является разработка расчетного инструментария для решения задач, возникающих при формировании компоновки активной зоны, и для обоснования физико-технических возможностей реактора. В первой главе сформулированы пять основных взаимосвязанных задач, рассматриваемых в процессе проектирования реакторной исследовательской установки: задача формирования компоновки активной зоны, задача обоснования функционально-технических возможностей проектируемого быстрого исследовательского реактора, задача моделирования изотопной кинетики, технологии перегрузок и равновесной кампании, задача обоснования структуры и защиты ВРХ, задача инженерной оптимизации наработки радионуклидной продукции. Показано, что при создании такой уникальной установки в нейтронно-физическом моделировании необходимо учитывать большое количество различных факторов. Для решения поставленных задач необходимо разработать соответствующие расчетные модели, выбрать подходящие программные средства и написать ряд вспомогательных программ для обеспечения взаимодействия различных программных средств, анализа и обработки данных, получаемых в ходе расчетов.

Вторая глава посвящена обзору программных средств, которые могут быть использованы для расчета нейтронно-физических характеристик быстрого исследовательского реактора. Для решения задач, сформулированных в первой главе, выбраны для использования программные средства, исходя из их функционального (физического) назначения, доступности и опыта использования. Для ответа на возникающие вопросы требуется проведение полномасштабных трехмерных многогрупповых расчетов нейтронного поля, энергораспределения и других нейтронно-физических функционалов. На стадии итерационных оценочных расчетов достаточно использования инженерных кодов. Расчет нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов в трехмерной геометрии (с шестигранной или квадратной формой элементарной ячейки в плоскости (X-Y)) по этим кодам в многогрупповом диффузионном приближении до настоящего времени является одним из основных инструментов серийных проектных и эксплуатационных расчетов.

Нейтронное поле в объеме реактора моделируется в трехмерной гексагональной (или квадратной) геометрии с использованием многогрупповой системы уравнений диффузии вида:

$$-\frac{d}{dz} D_z^{(g)}(\vec{r}) \frac{d\Phi^{(g)}(\vec{r})}{dz} - \frac{d}{dx} D_r^{(g)}(\vec{r}) \frac{d\Phi^{(g)}(\vec{r})}{dx} - \frac{d}{dy} D_r^{(g)}(\vec{r}) \frac{d\Phi^{(g)}(\vec{r})}{dy} + \Sigma_{(rem)}^{(g)}(\vec{r}) \Phi^{(g)}(\vec{r}) = P^{(g)} \quad (1.1)$$

$$P^{(g)}(\vec{r}) = \sum_{l < g} \Sigma^{l \rightarrow g}(\vec{r}) \Phi^{(l)}(\vec{r}) + \frac{\chi^{(g)}(\vec{r})}{\lambda} \sum_{i=1}^G \nu \Sigma_f^{(i)}(\vec{r}) \Phi^{(i)}(\vec{r}) + S^{(g)}(\vec{r}) \quad (1.2)$$

с граничными условиями:

$$\Phi^{(g)}(\vec{r}_j) = 0 \quad (1.3)$$

где:

$$\vec{r} = \{x, y, z\};$$

$\vec{r}_j$  - обозначает координаты на внешней выпуклой поверхности области;

$g = 1, 1, \dots, G$  – номер энергетической группы;

$S^{(g)}(\vec{r})$  – независимый внешний источник нейтронов;

$\lambda = K_{eff}$ , если  $S^{(g)}(\vec{r}) = 0$  для всех  $\vec{r}$  и  $g$ ;

$\lambda = 1$  – в противном случае;

$D_z^{(g)}(\vec{r}), D_r^{(g)}(\vec{r})$  – коэффициенты диффузии нейтронов группы  $g$  соответственно вдоль направления оси  $z$  и в плоскости  $(X, Y)$ . Остальные значения общепринятые.

Однако применение диффузионного приближения для расчетов сложной по составу активной зоны, которая характерна для исследовательских реакторов, в ряде случаев проблематично. Тем не менее, опираясь на многолетний опыт расчетов и сравнение их результатов с результатами измерений, произведенных в процессе эксплуатации, могут быть получены вполне приемлемые для практики результаты. Сложность и требуемая точность нейтронно-физических расчетов при оценке локальных характеристик привели к широкому использованию ПС с реализацией в них метода Монте-Карло для решения уравнения переноса нейтронов. Этот метод позволяет обеспечить высокое качество расчетов облучательных, петлевых и других устройств и, таким образом, повысить обоснованность проектных решений. Использование метода Монте-Карло имеет преимущества по сравнению с другими методами расчетов: возможность проведения спектральных расчетов в системах со сложной геометрией, а именно такими являются активные зоны исследовательских реакторов и их окружение, проведение совместных расчетов полей нейтронов и гамма-квантов и т.д.

В настоящее время при проектировании быстрого исследовательского реактора целесообразно совместное использование диффузионных программ и программ, реализующих решение уравнения переноса методом Монте-Карло. Например, для расчета выгорания и интегральных реактивных характеристик можно использовать диффузионную программу, а для расчета параметров

экспериментальных устройств, РО СУЗ и детального распределения энерговыделения – программу, в которой реализовано решение транспортного уравнения переноса.

В третьей главе для каждой из задач, сформулированных в первой главе, построены расчетные модели, которые состоят из целенаправленно созданных комбинаций ПС, специальных вычислительных цепочек из программ, модулей и системы передачи данных.

Задача формирования компоновки активной зоны решена путем проведения вариантных расчетов, в каждом из которых на основе выбранных исходных параметров выполняется моделирование равновесной кампании и расчет характеристик активной зоны, после чего проводится анализ полученных характеристик на предмет их соответствия требованиям и ограничениям с учетом теплофизических и иных смежных расчетов. На стадии вариантных расчетных исследований использовался инженерный код TRIGEX. Полномасштабные трехмерные расчеты проведены с использованием прецизионных программных средств MCNP и MCU.

Разработана расчетная модель для решения задачи обоснования функционально-технических возможностей проектируемого быстрого исследовательского реактора.

Представлена методика, по которой проводится процедура формирования компоновки активной зоны и бокового экрана, учитывающая большое количество факторов.

Разработан алгоритм расчетного моделирования технологии перегрузок и равновесной кампании применительно к быстрому исследовательскому реактору (схемы зонного и прямого моделирования выгорания в активной зоне реактора).

### ***Схема зонного моделирования выгорания в активной зоне реактора***

Всё множество топливных сборок разбивается на несколько групп или зон таким образом, что топливные сборки с близкими характеристиками оказываются собранными в одну зону. Топливный состав всех тепловыделяющих сборок (ТВС) в пределах каждой зоны принимается одинаковым и рассчитывается единым образом. При этом каждая зона аксиально сегментирована на несколько ячеек (при моделировании МБИР их было 11), в каждой из которых состав отслеживается индивидуально. Перед проведением расчета изотопной кинетики на основе проектных требований и ограничений по выгоранию и набору флюенса на конструктивные элементы определялась длительность кампании для каждой зоны, то есть количество циклов между перегрузками от загрузки свежего топлива до выгрузки отработавшего топлива из рассматриваемой зоны. Применительно к РУ МБИР для разных зон в зависимости от их удаленности количество циклов может

меняться от 4 до 7. Далее организуется итерационный процесс, состоящий в циклическом проведении следующей процедуры расчета.

В каждой зоне выделяется репрезентативная выборка, в которой рассчитывается топливо с нуклидным составом на интервале времени, в течение которого топливо находится в данных ячейках от загрузки до середины кампании. При этом все остальные ячейки активной зоны представляются заполненными невыгорающим топливом с составом предыдущей итерации приближения, средним по кампании (фоновым топливом). Аналогичный расчет проводится для всех зон последовательно. В результате определяется топливный состав для каждой зоны на момент середины цикла между перегрузками. После этого расчет топлива с нуклидным составом для каждой зоны повторяется, однако в качестве фонового топлива используется топливный состав, полученный для той или иной зоны на предыдущем шаге. После достижения необходимой степени сходимости итерационного процесса по топливным составам оказывается возможным получить составы в каждой зоне на любой момент времени цикла равновесной кампании. Для этого в качестве фонового (невыгорающего) топлива используются полученные составы для каждой зоны, а в репрезентативных для каждой зоны сборках производится расчет выгорания от загрузки до требуемого момента, например, до начала (конца) цикла равновесной кампании. В результате этого, оказывается возможным сформировать нуклидный состав активной зоны для интересующего момента, например, на момент начала (конца) кампании.

В качестве программного средства, рассчитывающего процесс выгорания топлива, использовался инженерный код TRIGEX. Моделирование изотопной кинетики, а также, расчеты нейтронно-физических характеристик активной зоны проводятся в реальной трехмерной геометрии с учетом наличия в активной зоне рабочих органов (РО), введенных до определенного уровня, в зависимости от рассматриваемого момента кампании.

Далее на основе топливного состава активной зоны для начала или конца кампании выполняются расчеты нейтронно-физических характеристик. При этом возникает проблема, связанная с тем, что в рамках использованной методики производится усреднение (т.е. перемешивание) в пределах каждой зоны топливных составов разной степени выгорания, то есть отсутствуют явно заданные ТВС с индивидуальным нуклидным составом, что не позволяет оценить локальные эффекты, в частности, максимальную линейную тепловую нагрузку на ТВЭЛ. Для решения этой проблемы предлагается искусственный прием, заключающийся в установке модельной (виртуальной) свежей ТВС в начале кампании вместо ТВС с усредненным по зоне топливом в наиболее напряженную (по плотности потока нейтронов) ячейку

активной зоны. Именно в такой ТВС проводится консервативная оценка максимальной линейной тепловой нагрузки на ТВЭЛ. Следует заметить, что описанным методом можно получить составы не только на моменты начала и конца кампании, но и составы для любого момента кампании. Для этого нужно загруженный состав в каждой зоне прогореть в течение необходимого времени.

### ***Схема прямого моделирования выгорания в активной зоне***

Логика прямой методики состоит в явном воспроизведении процесса перегрузок, включая детализированный расчет процесса выгорания топлива отдельно в каждой топливной сборке в течение цикла, определение наиболее выгоревших ТВС, выгрузку их и размещение на их местоборок со свежим топливом. После достаточно большого количества итераций этого процесса состояние активной зоны будет практически отвечать реальному состоянию эксплуатируемой активной зоны реактора при аналогичных критериях перегрузки ТВС.

В качестве основного программного средства использовался инженерный код TRIGEX, как и в случае зонной методики. TRIGEX является диффузионным многогрупповым кодом для проведения нейтронно-физических расчетов в трёхмерной гексагональной и прямоугольной геометриях с возможностью самостоятельной (внутри самого кода) подготовки макроконстант с помощью программного модуля CONSYST. В образованном TRIGEX и CONSYST комплексе реализовано моделирование процесса выгорания топлива в ходе работы реактора. В результате расчета можно, таким образом, проследить за изменениями в активной зоне, произошедшими в ходе кампании. Таковыми изменениями в данной модели является изменение нуклидного состава топлива и, как следствие, изменение коэффициента размножения нейтронов в реакторе и т.п. Для того чтобы, оценить поведение реактора на много кампаний вперед, необходимо все время поддерживать критичность реактора. Одним из механизмов поддержания желаемой критичности являются перегрузки топлива в активной зоне реактора. В комплексе TRIGEX возможность заменить конкретную сборку в определенный момент времени при расчете кампании не предусмотрена.

Для реализации процесса моделирования перегрузки топлива в исходные данные TRIGEX необходимо задать каждую топливную сборку со своим составом и выполнить детальное разбиение по высоте. Применительно к МБИР, каждая топливная ячейка разбивалась на слои, описывающие, в том числе 16 топливных составов (11 – на уровне топлива и 5 – на уровне торцевых экранов). Таким образом, при моделировании ведется работа более чем с 1500 нуклидными составами (в каждой ТВС по 16 составов). После периода выгорания обрабатывается выходной файл, в котором необходимо проанализировать получившиеся нуклидные составы.

Для запуска следующего цикла работы TRIGEX подготавливается входной файл, в котором наиболее выгоревшие ТВС заменяются на свежие сборки. Выполнение данного процесса вручную достаточно трудоемко, особенно, при большом количестве расчетных зон в модели.

Для расчетного моделирования многократного процесса перегрузок (с определением подлежащих замене ТВС и установки на их место ТВС со свежим топливом) была создана программа «Парус». (Автор диссертации является одним из основных разработчиков данной программы при проектировании РУ МБИР). Ее основные функции заключаются в чтении выходного файла TRIGEX, его анализе и составлении входного файла расчета следующего цикла на основе исходного TRIGEX-варианта с соответствующими коррекциями в картограмме загрузки для последующего запуска

Возможны два режима работы программы «Парус»:

1) перегружается заданное пользователем число сборок с наибольшими среди всехборок средними выгораниями или (по выбору) наибольшими среди всехборок повреждающими флюенсами в слое.

2) перегружаются все сборки, не проходящие отбор по среднему выгоранию в одном из расчетных слоев сборки или (по выбору и указанию пользователя) по максимальному повреждающему флюенсу в слое.

Значение количества ТВС, заданного для ежесборочной перегрузки ( $N$ ), определяется из дополнительного исследования, в котором рассматриваются разные варианты этого значения  $N$  и анализируется набранный выгружаемыми ТВС повреждающий флюенс. В этом исследовании определяется такое значение количества перегружаемых ТВС, при котором на протяжении ряда циклов равновесной кампании повреждающий флюенс (значение среднего выгорания) выгружаемыхборок максимально приближается, но не превосходит заданное критическое значение.

Программы TRIGEX и «Парус» запускаются последовательно друг за другом. После окончания работы TRIGEX запускается программа «Парус», которая посредством сравнения составов выгоревшего топлива из выходного файла TRIGEX с составами свежего топлива из начального входного файла осуществляет отбор перегружаемых ТВС. Отбор происходит при помощи собственного параметрического файла «Парус», в котором содержатся критерии перегрузки. Начальный входной файл необходим для считывания невыгоревших составов, геометрических параметров модели и параметров выгорания, таких как временное разбиение, мощность на шаге и т.п.

С помощью соответствующим образом подготовленного bat-файла организуется последовательный цепной процесс запуска программ TRIGEX и «Парус», моделирующий последовательность циклов выгорания и перегрузок.

Результатом работы программы «Парус» является создание входного файла TRIGEX с обновленными составами расчетных ячеек выбранных ТВС. Также при завершении работы программы создается файл BURN.out, который в удобной форме содержит информацию о выгораниях, флюенсах и перегруженных сборках. В процессе создается файл, в котором записываются значения флюенсов в неперегруженных сборках (и обнуляются в перегружаемых) для учета полного набранного за предыдущие периоды флюенса при продолжении расчетов.

Следует отметить, что при расчете характеристик TRIGEX определяет и учитывает в наборе повреждающего флюенса плотность потока быстрых нейтронов в наиболее напряженном слое по высоте, но усредненное по сечению этого слоя топливной сборки. Однако, плотность потока быстрых нейтронов обладает неравномерностью по сечению сборки, причем неравномерность может достигать весьма высоких значений, а ограничение по повреждающему флюенсу должно касаться, естественно, наиболее нагруженных элементов ТВС, а не применяться к усредненному сечению. Так как коэффициент неравномерности является локальной нейтронно-физической характеристикой, то для ее определения необходимо провести расчетное исследование по прецизионной программе, использующей метод Монте-Карло.

Разработана расчетная модель для изучения необходимости и вариантов размещенияборок борной защиты в боковом экране в качестве нейтронной защиты корпуса реактора и отработавших ТВС, состоящая из комплекса нейтронно-физических расчетов. Для выполнения задачи по изучению наработки радионуклидной продукции проводятся расчетные исследования. Для выполнения представленных в этом разделе проектных исследований потребовалась разработка адекватных расчетных моделей, обеспечивающих требуемую точность оценок при приемлемых вычислительных затратах.

В четвертой главе приведены результаты выполненного комплекса нейтронно-физических исследований с целью формированию активной зоны реакторной установки от анализа исходных требований и ограничений до расчета характеристик и оценки экспериментального и исследовательского потенциала установки

Отправной точкой при формировании компоновки активной зоны являются исходные данные, требования, и ограничения, на основе которых проводилась разработка и формирование активной зоны, представлены в таблице 1.

Таблица 1 –Исходные параметры и требования к МБИР в рамках нейтронно-физического моделирования

Наименование	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	150
Компоновка	Петлевая
Максимальная плотность потока нейтронов, см <sup>-2</sup> ·с <sup>-1</sup>	~ 5.0x10 <sup>15</sup>
Тип топлива в рабочих (штатных) ТВС	Смешанное оксидное уран-плутониевое (93%(U-Pu)O <sub>2</sub> +7%U <sub>ме</sub> )
Число рабочих органов СУЗ (ориентировочно):	8
Материал поглотителя рабочих органов СУЗ	АЗ и КР – обогащенный до 80 % по <sup>10</sup> B В <sub>4</sub> С; АР – природный В <sub>4</sub> С
Материал оболочки твэл	Сталь марки 06Х16Н15М2Г2ТФР-ИД (ЧС-68 ИД)
Диаметр твэла, мм	6.9x0.4 6.0x0.3
Высота топливной части твэл, мм	До 600
Максимальное выгорание топлива, % т.а.	до 14
Линейная тепловая нагрузка на твэл, кВт/м	До 50
Максимальная температура оболочки твэл, °С	До 700
Максимальная повреждающая доза на оболочке твэла, см <sup>-2</sup> (с.н.а.)	1.5x10 <sup>23</sup> , не более (до 90)
Внутриреакторное хранилище (ВРХ) ОТВС	40 ÷ 80 ячеек
Время работы реактора между перегрузками, эфф.суток	100, не менее
Проектный срок службы, лет	50
Коэффициент использования реактора	0.65

В рамках изучения способов повышения максимальной плотности потока нейтронов рассматривали использование двух типов твэлов размером 6.9×0.4 и 6.0×0.3 мм. Нейтронно-физические характеристики активной зоны рассчитывались для равновесного режима работы реактора. Компоновка активной зоны, набранная из твэлов диаметром 6.9 мм характеризуется бóльшим размером и числом ТВС, что позволяет разместить в ней ячейки для материаловедческих и изотопных сборок в большом числе и с лучшим по некоторым нейтронно-физическим аспектам качеством (по месту размещения). Тем не менее решающим фактором в сравнении двух вариантов являлись объемная энергонапряженность и, соответственно, более высокая плотность потока нейтронов (около 20%) при использовании твэлов диаметром 6.0 мм при ограничении линейной тепловой нагрузки 500 Вт/см. Таким образом, для моделирования была принята шестигранная ТВС с размером под ключ 72,2 мм с 91-м твэлом диаметром 6.0 мм.

В соответствии с задачами, поставленными перед установкой, в ее состав должны быть включены следующие экспериментальные объемы, представленные в таблице 2.

Таблица 2 – Требования к наличию экспериментальных объемов

Экспериментальные устройства	Количество, шт	Интегральная плотность потока нейтронов, $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$
Петлевые каналы: - натрий - свинец - свинец-висмут - расплавленные соли - газ (гелий)	3	$\geq 3 \cdot 10^{15}$ $2 \cdot 10^{15}$ $(2 \div 3) \cdot 10^{15}$ до $3,5 \cdot 10^{15}$ $(0,4 \div 1) \cdot 10^{15}$
Экспериментальные каналы в пределах активной зоны	до 4	До $5 \cdot 10^{15}$
Ячейки для размещения неинструментированных изотопных или материаловедческих сборок	12-15	До $5 \cdot 10^{15}$
Закорпусные горизонтальные и вертикальные каналы	5-8	$(0,05 \div 0,5) \cdot 10^{14}$ $(0,1 \div 0,5) \cdot 10^{14}$

Компоновка активной зоны определялась задачами, стоящими перед установкой, или конструктивными особенностями. Например, условия планируемых экспериментов на петлевом канале с натриевым теплоносителем требуют размещения петлевого канала из семи ячеек, в центре активной зоны. Геометрические дистанционирующие ограничения на взаимное расположение петлевых каналов, РО СУЗ и инструментированныхборок сформировались исходя из размеров фланцев этих устройств. (рис.1).

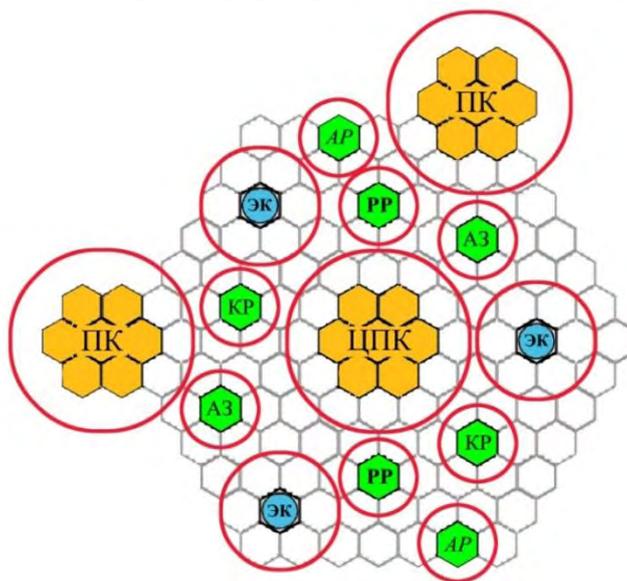


Рисунок 1 – Размещение основных конструктивных элементов с дистанционирующими ограничениями в виде окружностей

Следует отметить, что компоновка экспериментальных устройств в активной зоне МБИР оказывается плотной. Например, в активной зоне БОР-60 доля экспериментальных ячеек в активной зоне не превышает 15%, тогда как в МБИР составляет более 25%. Всё это обуславливает сложности геометрического характера при формировании компоновки активной зоны

При формировании базовой части компоновки активной зоны, состоящей из конструктивных элементов с дистанционирующими ограничениями, учитывали несколько аспектов. Первый из них связан с тем, что расположение петлевого канала в геометрическом центре активной зоны исключает размещение регулирующих органов СУЗ не только в семи ячейках, занимаемых центральным петлевым каналом, но и в двух примыкающих к нему рядах. Эффективность регулирующих органов, вытесненных на периферию, снижается. Обеспечение межперегрузочного интервала не менее 100 сут., что отвечает снижению реактивности за этот период около 3%, подкритичность 2% в режиме временного останова при взведенных регулирующих органах аварийной защиты предъявляют высокие требования к эффективности РО СУЗ. После конструктивного усовершенствования рабочего органа с максимально возможным увеличением количества поглотителя недостаточная эффективность РО СУЗ при изначально принятом функциональном распределении на три компенсирующих, три аварийной защиты, два автоматического регулирования осталось нерешенной.

Для обеспечения подкритичности 2% в режиме временного останова предлагались разные варианты. В частности, предлагалось один из рабочих органов аварийной защиты функционально совместить (АЗ-КР) и использовать в качестве аварийной защиты (во взведенном состоянии) при работе на мощности и в качестве компенсирующего стержня – в режиме временного останова. Другой вариант состоял в использовании для четырех регулирующих органов трехпозиционной схемы (схема с тремя концевыми выключателями), согласно которой нижняя часть хода резервировалась исключительно под функцию аварийной защиты, верхняя предназначалась для функции компенсирующего органа. Такой рабочий орган предназначался к исполнению функции аварийной защиты, если находился не ниже промежуточного концевого выключателя. Таким образом, при работе на мощности все регулирующие органы располагались на верхнем концевом выключателе и выполняли функцию аварийной защиты. В режиме временного останова регулирующие органы находились на промежуточном концевом выключателе и также были готовы к выполнению функции аварийной защиты, но при этом вводили значительную отрицательную реактивность. В результате была принята система, в

состав которой вошли два органа аварийной защиты, два автоматического регулирования, два регулятора реактивности и два компенсатора реактивности. При формировании компоновки обеспечивался приоритет размещения регуляторов реактивности и компенсаторов реактивности. Регулятор реактивности, компенсирующие снижение реактивности в течение кампании, были размещены строго симметрично относительно друг друга для выравнивания нейтронного поля и максимально близко к центру активной зоны для достижения заданной длительности межперегрузочного цикла даже в состоянии с максимально допустимым выгоранием поглотителя.

Экспериментальные каналы размещались по возможности удаленно от регуляторов реактивности, перемещающихся и, соответственно меняющих нейтронное поле в течение работы реактора. В полной мере это удалось сделать только для одного экспериментального канала. Петлевые каналы, расположенные в боковом экране на границе с активной зоной, частично введены в активную зону для повышения плотности потока нейтронов. Регулирующие органы автоматического регулирования были вынесены на границу активной зоны для уменьшения их эффективности, как того требует функциональность. В результате межперегрузочный интервал составил 100 сут. Требование необходимой подкритичности в режиме временного останова также оказалось удовлетворенным.

После формирования базовой части остальное пространство активной зоны заполнялось топливными и материаловедческими сборками. Число ТВС определялось из баланса между ограничением максимальной линейной тепловой нагрузки на твэл не более 500 Вт/см, с одной стороны, и стремлением увеличить плотность потока нейтронов в активной зоне, с другой. В результате в активной зоне размещено 94 ТВС и 12 материаловедческих сборок (рис.2). Доля плутония в топливе подбиралась на основе необходимого запаса реактивности на начало равновесного цикла.

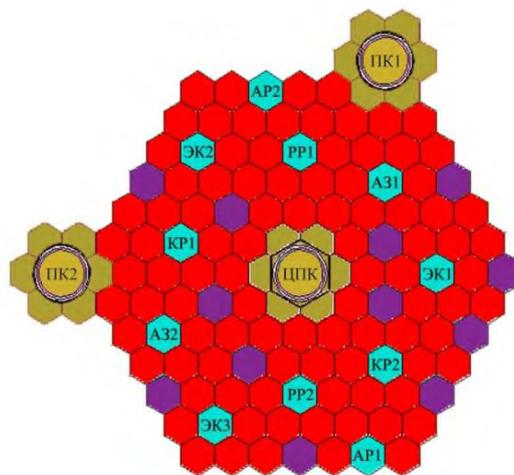


Рис. 2 Компоновка активной зоны МБИР

Моделирование равновесной кампании было проведено по обоим методикам. В рамках зонной методики все топливные сборки были разбиты на 5 зон соответственно в зависимости от удаления от центра активной зоны. Количество циклов между перегрузками для этих зон составило соответственно 4,5,5,6,7. Для моделирования в рамках прямой методики был задан критерий перегрузки, состоящий в фиксировании количества перегружаемых топливных сборок. Такой критерий позволил обеспечить бóльшую адекватность реальному режиму работы реактора. Длительность кампании для каждой сборки определялась исходя из проектного ограничения величины повреждающего флюенса ( $E > 0.1$  МэВ) на оболочку твэла и элементы конструкции ТВС величиной  $1.5 \cdot 10^{23} \text{ см}^{-2}$ , как и в случае зонной методики. Количество перегружаемых топливных сборок после каждого цикла составило 19 штук. На основе прямой методики моделирования, как описано в главе 3, был проведен расчет 200 циклов равновесной кампании, что соответствует примерно 80 годам работы реактора. В качестве стартового состояния было выбрано заполнение всей активной зоны свежим топливом. Несмотря на то, что такое состояние явно нефизическое, это не имеет значения, ибо после определенного, весьма небольшого, количества циклов горения и перегрузок состояние реактора выходит на асимптотику, то есть приближается к равновесному, не зависящему от начальной точки. Как видно из рисунка 3, практически удовлетворительное приближение к равновесию достигается после примерно десяти-двадцати циклов.

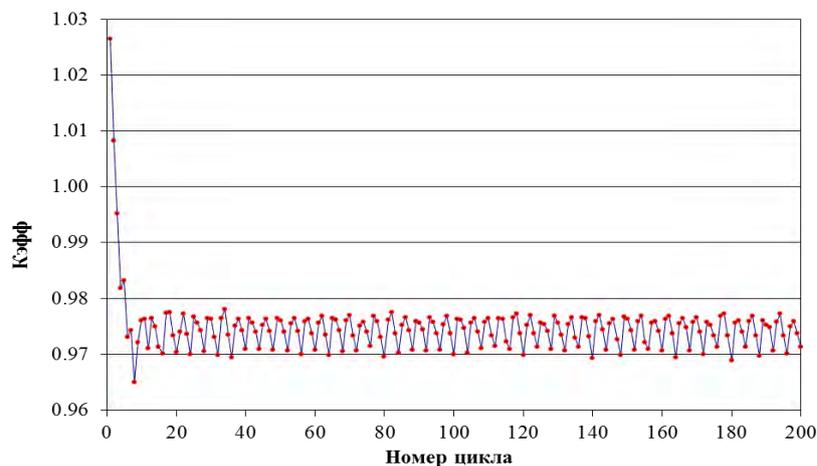


Рисунок 3 – Зависимость величины  $K_{эфф}$  (полученной по TRIGEX на начало цикла при определенном фиксированном положении РО СУЗ) от номера цикла при прямом моделировании

Следует заметить, что состав топлива активной зоны для каждого цикла даже в равновесии индивидуален и зависит от того, в каких ячейках топливный состав с каким выгоранием располагается. В частности, по этой причине даже в равновесии

наблюдаются флуктуации  $K_{эфф}$  в зависимости от номера цикла, амплитуда которых составляет примерно 0.6 %.

После определения топлива с нуклидным составом на момент начала и конца цикла равновесной кампании по обеим методикам были проведены расчеты нейтронно-физических характеристик. Они были выполнены по прецизионной программе, основанной на моделировании переноса нейтронов методом Монте-Карло. Часть полученных нейтронно-физических характеристик представлена в таблице 3.

Таблица 3 – Нейтронно-физические характеристики активной зоны на начало и конец равновесной кампании

Характеристика или параметр активной зоны	Зонная методика		Прямая методика	
	Начало кампании	Конец кампании	Начало кампании	Конец кампании
Мощность реактора, МВт	150			
Количество топливных ячеек в а.з.	94			
Длительность цикла между перегрузками, сут	100			
Мощность, выделяемая в ТВС полная (на 1 ТВС), МВт	141 (1.50)		140 (1.49)	
Количество циклов, отработываемых топливными сборками	-		Каждая ТВС отработывает индивидуальное количество циклов	
Количество циклов, отработываемых сборками для расчетных зон № 1,2,3,4,5	4,5,5,6,7		-	
Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, Вт/см	420	405	470	455
Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, при помещении ТВС со свежим топливом в самую напряженную ячейку на начало кампании, Вт/см	468		-	
Максимальная мощность ТВС для прямой методики и свежей ТВС в наиболее напряженной ячейке на начало цикла для зонной методики, МВт	2.104		2.113	
Среднее/максимальное выгорание, %	8.3/10.6		7.9/10.3	
Максимальная плотность потока нейтронов в активной зоне, $см^{-2} \cdot с^{-1}$	5.14	5.34	5.25E+15	5.44E+15
Плотность потока нейтронов в центральном 5-см слое ЦПК, $см^{-2} \cdot с^{-1}$	4.89	5.04	4.90	5.00
Плотность потока нейтронов в центральном 5-см слое ПК1, $см^{-2} \cdot с^{-1}$	2.01	2.12	1.97	2.09
Плотность потока нейтронов в центральном 5-см слое ПК2, $см^{-2} \cdot с^{-1}$	1.89	1.84	1.90	1.86

Продолжение таблицы 3

Характеристика или параметр активной зоны	Зонная методика		Прямая методика	
	Начало кампании	Конец кампании	Начало кампании	Конец кампании
Плотность потока нейтронов в центральном 5-см слое ЭК2 $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$	3.24	3.33	3.28	3.36
Плотность потока нейтронов в центральном 5-см слое ЭК3 $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$	2.85	2.93	2.82	2.95
Эффективность группы РР, $\% \Delta K_{\text{эфф}}/K_{\text{эфф}}$	3.54	3.68	3.55	3.70
Эффективность группы КР, $\% \Delta K_{\text{эфф}}/K_{\text{эфф}}$	3.24	3.35	3.25	3.38
Эффективность группы АЗ, $\% \Delta K_{\text{эфф}}/K_{\text{эфф}}$	2.97	3.34	2.94	3.08
Эффективность группы АР, $\% \Delta K_{\text{эфф}}/K_{\text{эфф}}$	2.41	0.38	0.39	0.44
Падение реактивности за цикл, $\% \Delta K_{\text{эфф}}/K_{\text{эфф}}$	2.86		2.90	

Проведенные нейтронно-физические расчеты показали, что разработанные методики зонного и прямого моделирования дают хорошо согласующиеся между собой результаты применительно к расчетам основных нейтронно-физических характеристик активной зоны РУ МБИР. Тем не менее, обе методики имеют свои достоинства и недостатки. Зонная методика позволяет определить глобальные параметры активной зоны и получить общий характер распределенных характеристик. Расчет с использованием топливного профиля, полученного по зонной методике, требует меньших затрат компьютерного времени. Также приближение зонной методике позволяет оперативно вносить изменения в конструкцию и выполнять предварительный анализ большого количества вариантов компоновок. Прямая методика позволяет приблизиться к моделированию реального функционирования активной зоны в равновесном режиме и проанализировать работу реактора при задании разных критериев перегрузки топливных сборок. Методика позволяет рассмотреть поведение и флуктуации основных параметров активной зоны от цикла к циклу, а также получить более точный и реалистичный профиль распределения энерговыделения в активной зоне с учетом наличия в ней топливных сборок разной степени выгорания. Обе методики могут быть использованы при нейтронно-физическом моделировании других быстрых реакторных систем.

Получены новые результаты кросс-верификации кодов TRIGEX, MCNP. Выполнены оценки характеристик активной зоны быстрого исследовательского реактора с натриевым теплоносителем, полученных с помощью инженерно-проектного и прецизионного кодов.

Задача обоснования структуры и размещения внутриреакторного хранилища (ВРХ) решалась на последнем этапе формирования компоновки активной зоны и бокового экрана. На этапе предварительных расчетов рассматривалось, что отработавшие ТВС помещаются во внутриреакторное хранилище, находящееся в крайнем ряду БЭ перед корпусными обечайками. Внутриреакторное хранилище вмещает в себя 35-40 ТВС. Мощность отработавших ТВС, размещенных в хранилище достигает 7 МВт. Это приводит к тому, что к моменту извлечения ТВС недостаточно эффективно расхолаживаются. Также внутриреакторное хранилище увеличивает повреждающий флюенс на примыкающие к нему корпусные, в том числе несущие конструкции. Тепловая и нейтронная нагрузки на корпусные обечайки оказывались существенно асимметричными со стороны хранилища и с противоположной стороны, что также является негативным фактом. Увеличение диаметра корпуса реактора для удаления внутриреакторного хранилища от активной зоны представлялось крайне нежелательным, поскольку повлекло бы за собой уменьшение нейтронного потока в закорпусных экспериментальных устройствах. Исходя из этого, для экранирования внутриреакторного хранилища от излучения активной зоны было принято решение использовать сборки борной защиты (на основе природного бора). В результате мощность ТВС, расположенных в хранилище, снизилась до 2,5 МВт, повреждающая нейтронная нагрузка на элементы корпуса уменьшилась до допустимой.

В результате проведенных расчётно-аналитических исследований, методических разработок, итерационных оптимизационных расчетов сформирована активная зона быстрого исследовательского реактора МБИР (рис.4), отвечающая исходным требованиям, ограничениям, обладающая заданным уровнем функциональности и высоким исследовательским потенциалом. В таблице 4 представлены основные параметры и нейтронно-физические характеристики разработанной активной зоны.

Таблица 4 – Общие параметры активной зоны в рамках проведенного моделирования

Параметр активной зоны	Значение
Мощность реактора, МВт	150
Количество ячеек в шестиграннике, охватывающем активную зону	127
Количество топливных ячеек в активной зоне	94
Количество топливных ячеек в ВРХ	38
Количество нетопливных ячеек в активной зоне	30
Количество ячеек РО СУЗ: РР, КР, АЗ, АР	8: 2, 2, 2, 2
Количество ячеек для ЭК	3
Количество нетопливных ячеек для материаловедческихборок или инструментированных каналов	12
Длительность цикла между перегрузками, сут	100
Количество перегружаемых ТВС после каждого цикла	19

Продолжение таблицы 4

Параметр активной зоны	Значение
Количество циклов, обрабатываемых сборками группы № 1, 2, 3, 4, 5 соответственно	4, 4, 5, 6, 7
Падение запаса реактивности за цикл равновесной кампании, % Кэфф	2.9
Доля PuO <sub>2</sub> в МОХ-составляющей топливного сердечника для топлива подпитки, %	38.1
Максимальное/среднее выгорание, % т.а.	10.3/7.9
Суммарная мощность, выделяемая в ТВС, МВт	140
Суммарная мощность, выделяемая в ВРХ, МВт	2.5
Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл, Вт/см	470
Доля быстрых ( $E > 0.1$ МэВ) нейтронов в разных областях активной зоны	от 0.66 до 0.73
Доля запаздывающих нейтронов: $\beta$ эфф	0.0030
Время жизни мгновенных нейтронов, с	$5.4 \cdot 10^{-7}$

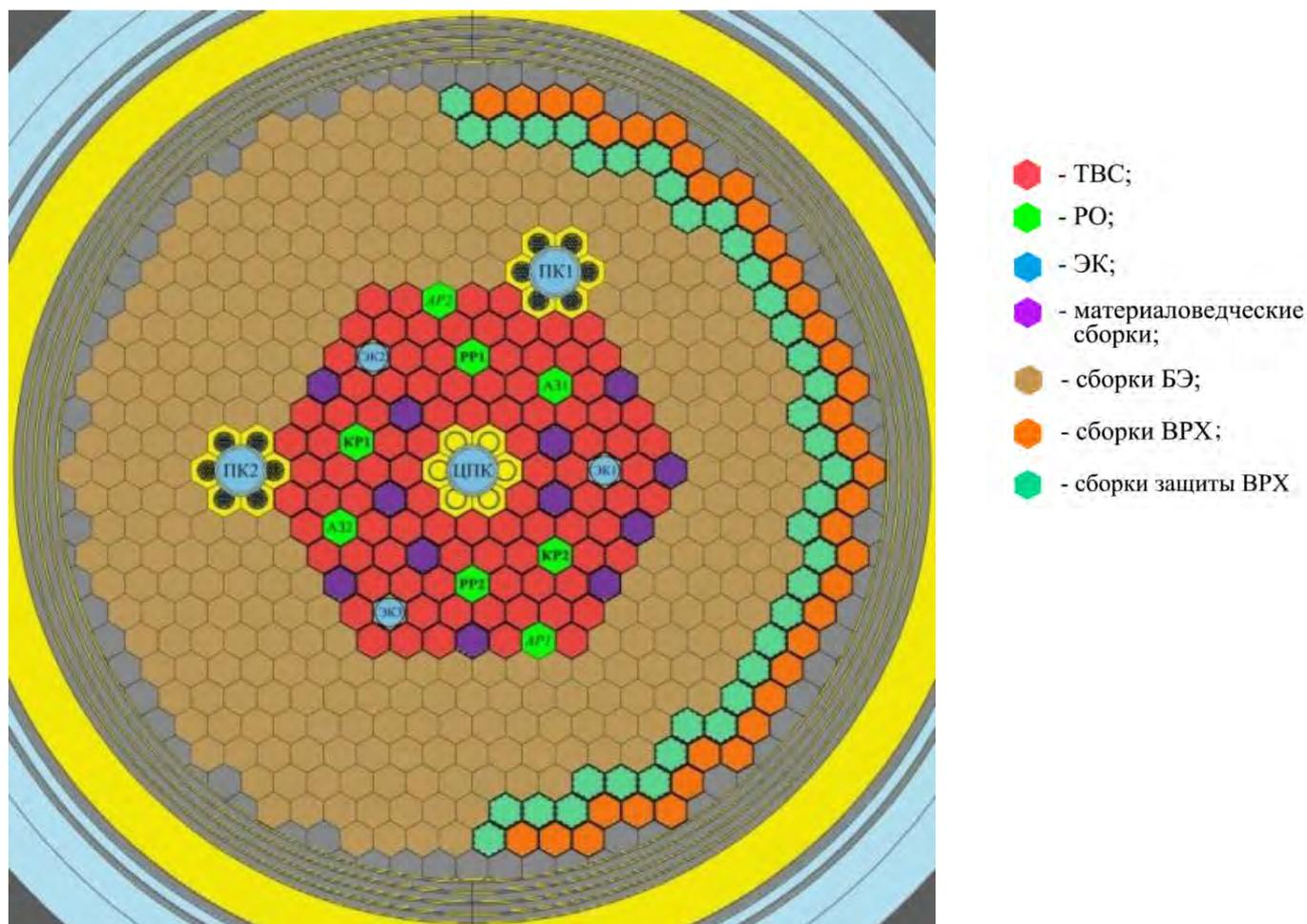


Рисунок 4. – Компоновка активной зоны и бокового экрана РУ МБИР

Для проведения проектных расчетных исследований по наработке радионуклидной продукции использовалась компоновка активной зоны и БЭ представленная на рисунке 4. сформированная в пункте. Расчеты проведены для равновесной кампании. Нуклидный состав топлива активной зоны был усреднен в пределах 1-го ряда, в пределах 2-го ряда и т.д. (с сохранением разбиения по высоте) и соответствовал середине цикла равновесной кампании. Задача по оптимизации наработки радионуклидов была рассмотрена на примере 4 изотопов:  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{153}\text{Gd}$ ,  $^{60}\text{Co}$ . Предложенные изотопы можно разделить на две группы. Первая группа, включающая в себя наработку  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{63}\text{Ni}$  требует высокого потока и жесткого спектра, тогда как вторая группа, включающая в себя, требует  $^{153}\text{Gd}$  и  $^{60}\text{Co}$  смягченного спектра. Размещение облучаемых образцов предполагалось осуществлять в ячейках, предназначенных для установки изотопных сборок или материаловедческих сборок, которые находятся среди топливных сборок в составе активной зоны; а также в боковом экране, окружающем активную зону. Изотопная сборка конструктивно представляет собой сборку бокового экрана, в которой стальные стержни заменены на стартовый материал. Изотопная сборка состоит из 19 элементов радиусом 0.725 см, заполненных облучаемым материалом высотой 55 см и размещенных на уровне топливного столба. Для случая, когда требуется смягченный спектр, используется изотопная сборка с замедлителем, в которой внешний и центральный ряд элементов заполнен замедлителем. Поперечное сечение сборки с замедлителем представлено на рисунке 5.

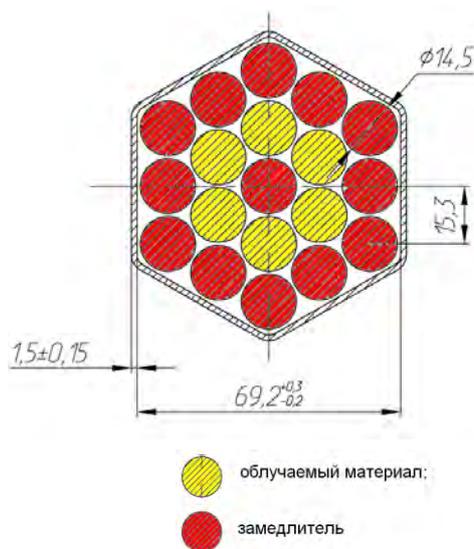


Рисунок 5 – Поперечное сечение сборки с замедлителем (размеры в мм)

Изотопные сборки, как видно из рисунка 4, можно разделить на две группы: находящиеся во втором ряду вокруг ЦПК (ИС внутренней локализации) и находящиеся в пятом, граничащим с БЭ, ряду вокруг ЦПК (ИС периферийной локализации). Изотопные сборки, принадлежащие разным группам, сильно отличаются по плотности потока нейтронов – более чем в полтора раза. С другой стороны, изотопные сборки, принадлежащие одной группе, обладают близкими значениями плотности потока нейтронов. Исходя из этого, при изучении облучения изотопной сборки в активной зоне можно ограничиться двумя вариантами, первый из которых представляет размещение изотопной сборки во внутренней группе, второй – в периферийной группе соответствующих ячеек.

Предварительные расчетные исследования показали, что изотопы второй группы, включающие в себя  $^{153}\text{Gd}$  и  $^{60}\text{Co}$ , более эффективно нарабатываются в смягченном спектре. Для коррекции спектра в нужную сторону использовалась сборка, включающая в себя замедлитель.

Проведена оптимизационная процедура, связанная с определением места размещения, характеристик мишени и характерного времени облучения для каждого целевого изотопа. Целевые функционалы определялись требованиями по объему получаемого изотопа и его удельной активности. В качестве места размещения рассмотрены нетопливные ячейки внутри активной зоны, предназначенные для установки МС или ИС, и ячейки в БЭ, окружающем активную зону. По результатам проведенных исследований выбраны оптимальные места размещения мишеней для каждого случая и сделаны выводы по наиболее эффективной плотности размещения облучаемого элемента в мишени (таблица 5).

Таблица 5 – Характеристики нарабатываемого изотопа за 1 год облучения на сборку мишени

Изотоп	Место размещения мишени	Время нахождения сборки в реакторе, сут	Количество наработки на одну мишень, Ки	Наработка за 1 год работы реактора в 1 ИС, Ки	Требуемая годовая наработка, Ки	Необходимое количество сборок для выполнения годового объема наработки, шт
$^{89}\text{Sr}$	МС внутренней локализации	100	87	220	700	4
$^{63}\text{Ni}$	МС внутренней локализации	360	125	125	200	2
$^{60}\text{Co}$	БЭ 2 ряда	500	$120 \cdot 10^3$	$90 \cdot 10^3$	$600 \cdot 10^3$	7
$^{153}\text{Gd}$	БЭ 7 ряда	200	1150	1800	1000	1

## ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ И ВЫВОДЫ

В результате проведенных методических разработок, расчётно-аналитических исследований, вариантных оптимизационных расчетов сформирована компоновка активной зоны быстрого исследовательского реактора МБИР, отвечающая исходным требованиям, ограничениям, обладающая заданным уровнем функциональности и высоким исследовательским потенциалом. Таким образом, поставленная в диссертационной работе цель по созданию эффективной системы расчетного обеспечения проектирования МБИР выполнена.

Представлены результаты расчетов по оптимальному размещению ВРХ и вариантов применения сборок борной защиты в боковом экране

Разработан новый специализированный алгоритм расчетного моделирования технологии перегрузок и равновесной кампании применительно к быстрому исследовательскому реактору (схема зонного и прямого моделирования выгорания в активной зоне реактора).

Впервые проведено моделирование равновесной кампании для компоновки активной зоны проектируемого быстрого исследовательского реактора по схемам зонного и прямого моделирования выгорания в активной зоне, выполнено сравнение и анализ результатов. Полученные данные позволяют сформулировать преимущества и недостатки каждой схемы, области их применения.

Получены новые результаты кросс-верификации кодов TRIGEX, MCNP, MCU и выполнена оценка характеристик активной зоны быстрого исследовательского реактора с натриевым теплоносителем по результатам использования инженерно-проектного и прецизионного кодов.

Приведены результаты расчетных исследований по изучению возможностей, потенциала и оптимизации условий наработки радионуклидной продукции на примере ряда наиболее востребованных изотопов.

Предложенные методики, принципы и подходы, реализованные в расчетных моделях для формирования компоновки активной зоны и бокового экрана, размещения экспериментальных устройств и иных элементов – всё это может быть использовано при разработке и модернизации ядерных установок нового поколения.

## СПИСОК ПУБЛИКАЦИЙ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

1. Зайко И.В., Левченко М.О., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Родина Е.А., Романова Н.В., Третьяков И.Т. Нейтронно-физические особенности активной зоны МБИР. // Атомная Энергия, 2013, т. 114, вып. 4, с. 188-192.

2. Зайко И.В., Левченко М.О., Лукасевич И.Б., Родина Е.А. Моделирование равновесной кампании РУ МБИР. // ВАНТ. Сер. Обеспечение безопасности АЭС, 2013, вып.33, с. 49-53.
3. Лукасевич И.Б., Родина Е.А.. Порядок формирования и пути усовершенствования активной зоны РУ МБИР. // ВАНТ. Сер. Обеспечение безопасности АЭС, 2013, вып.33, с. 53-59.
4. Родина Е.А., Щукин Н.В. Основные аспекты нейтронно-физического расчета при проектировании МБИР. Сборник аннотаций докладов научной сессии МИФИ, 2013, с.53.
5. Зайко И.В., Левченко М.О., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Родина Е.А., Романова Н.В., Третьяков И.Т. Нейтронно-физические особенности проектирования МБИР.// Сборник трудов международной научно-технической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики». М.:ОАО «НИКИЭТ», 2012. Т.1. С.187-194.
6. Дружаев А.А., Родина Е.А., Семенов А.А., Щукин Н.В. Создание расчетного комплекса для исследования перегрузок в быстром исследовательском реакторе. // Ядерная физика и инжиниринг», 2012, том 3, № 6, с. 496-501.
7. Родина Е.А., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Романова Н.В.. Выбор компоновки активной зоны реактора МБИР. //ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып.1, с. 79-84.
8. Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Зайко И.В., Родина Е.А. «Основные нейтронно-физические характеристики компоновок активной зоны МБИР». // Годовой отчет НИКИЭТ.Сб. статей - М.: ОАО «НИКИЭТ», 2011. С.113-114.