



МЦИ МБИР  
РОСАТОМ

# ПРОГРАММА ПЕРСПЕКТИВНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ МБИР

В ПЕРИОД С 2028 по 2040 годы

---



## ОБРАЩЕНИЕ ГЕНЕРАЛЬНОГО ДИРЕКТОРА

*Уважаемые коллеги!*

Новую ядерную энергетику не построить без науки. Ученым для этого нужны современные крупные исследовательские ядерные установки, с помощью которых можно развивать технологии и создавать новые материалы для будущих поколений атомных станций, способных сделать атомную генерацию безопасной.

Многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах (**МБИР**) с его современной исследовательской инфраструктурой позволит обеспечить создание безопасных ядерных энергетических установок Generation IV.

Его уникальные возможности позволят разрабатывать и совершенствовать технологии двухкомпонентной ядерной энергетики и замыкания топливного цикла.

Современная исследовательская инфраструктура **МБИР** позволит:

- проводить испытания новых конструкционных и поглощающих материалов для обоснования разработки реакторных установок новых поколений,
- изучать перспективные виды топлива, тепловыделяющих элементов и разрабатывать технологии замыкания ядерного топливного цикла (**ЗЯТЦ**),
- производить радиоактивные изотопы и сырье для радиофармпрепаратов для решения задач промышленности и медицины, а также осуществлять

наработку модифицированных материалов,

- проводить исследования с применением нейтронных пучков в области медицины, фундаментальной и прикладной физики.

Для выполнения широкого спектра исследований проектом реакторной установки МБИР предусмотрено наличие автономных/независимых петлевых каналов для моделирования условий работы активных зон с различными теплоносителями.

На основе **МБИР** Россия создает самую современную исследовательскую площадку для всего мира. К моменту ввода реактора в промышленную эксплуатацию на его базе развернет свою работу Международный центр исследований (**МЦИ**), - мировой центр компетенций по быстрым реакторам, в деятельности которого будут принимать участие ученые со всего мира. Такое сотрудничество позволит участвовать в международных научных программах, в реализации образовательных программ по наработке компетенций, и, как следствие, получить доступ к общей базе экспериментальных данных. Вовлечение широкого числа участников, представляющих различные научно-технические школы создаст синергический эффект для всех участников проекта.

**МЦИ МБИР** – это уникальная площадка для укрепления инженерного и научного кадро-



*Василий Константинов,  
Генеральный директор  
ООО «Лидер Консорциума  
«МЦИ МБИР»*

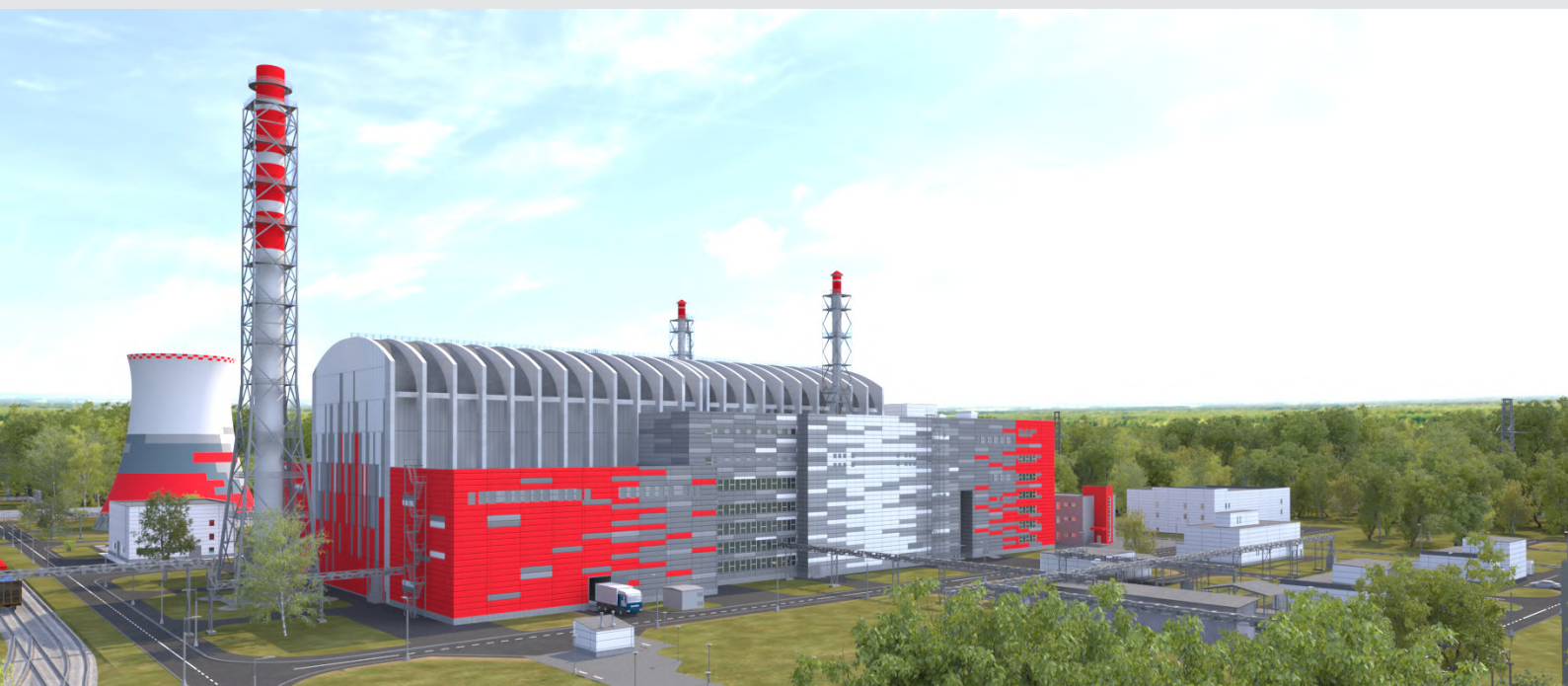
вого потенциала страны-участника и освоения современных методик исследований. Вся работа будущего Центра будет очень тесно коррелировать с Целями устойчивого развития ООН. Содействие достижению которых - неотъемлемое условие работы Росатома. Энергетика будущего невозможна без атомных технологий, свободных от CO<sub>2</sub>, которые помогут в решении проблемы изменения климата.

**МБИР** станет одним из самых востребованных исследовательских быстрых реакторов в мире и самым высокоточным из действующих и сооружаемых исследовательских установок, обеспечит атомную отрасль современной и технологически совершенной исследовательской инфраструктурой в текущем столетии.



# СОДЕРЖАНИЕ

<b>ПАСПОРТ ПРОГРАММЫ</b> .....	5
<b>ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ</b> .....	8
<b>ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА</b> .....	10
1. Российская программа развития быстрых реакторов на период 2020-2050 гг...	10
2. Необходимость создания Программы научных исследований в поддержку разработок перспективных реакторных установок .....	11
3. Потенциальные Заказчики Программы и заинтересованные организации .....	15
4. Экспериментальное оснащение реактора МБИР .....	15
5. Проектные возможности испытаний материалов в реакторе МБИР .....	18
6. Оценка потенциальных облучательных объемов для испытаний материалов в реакторе МБИР на начальном этапе работы 2028 - 2033 гг.) .....	20
7. Планы по загрузке экспериментальных каналов и ячеек РУ МБИР на начальном этапе эксплуатации (оценка специалистов ГНЦ РФ - ФЭИ) .....	23
8. Программа работ на начальной стадии эксплуатации в период с 2028 по 2033 гг. в интересах российских и зарубежных заказчиков с учетом переноса исследований с реактора БОР-60 на МБИР (АО «ГНЦ НИИАР») .....	25
9. Основные направления экспериментальных работ на МБИРе .....	28
10. Обоснование необходимости оснащения исследовательского реактора МБИР автономными петлевыми установками .....	48
<b>ЗАКЛЮЧЕНИЕ</b> .....	46



# РАЗРАБОТЧИКИ ПРОГРАММЫ

---

**АО «ГНЦ РФ - ФЭИ»:**

*Клинов Д.А., Гулевич А.В., Кочетков Л.А., Долгих В.П., Иванов А.П.*

**АО «ГНЦ НИИАР»:**

*Тузов А.А., Ижutow А.Л., Киверов С.А., Жемков И.Ю., Звир А.И.*

**АО «НИКИЭТ»:**

*Третьяков И.Т., Романова Н.В.*

**АО «ВНИИНМ»:**

*Скупов М.В., Леонтьева-Смирнова М.В., Иванов Ю.А., Никитина А.А.*

**АО «ПРОРЫВ»:**

*Мочалов Ю.С., Жеребцов А.А., Забудько Л.М.*

**АО «Наука и Инновации»:**

*Рисованный В.Д.*

**АО «ОКБМ Африкантов»:**

*Шепелев С.Ф., Староверов А.И., Васильев Б.А.*

**НИЦ «Курчатовский институт»:**

*Алексеев П.Н., Фомиченко П.А., Субботин С.А.*

**АО «ГСПИ»:**

*Шловииков Ю.Н.*

## ПАСПОРТ ПРОГРАММЫ

<b>Наименование программы</b>	Перспективные экспериментальные исследования на реакторной установке МБИР в период с 2028 по 2040 годы
<b>Основание для разработки программы</b>	Решение НТС-8 от 26.12.2019
<b>Разработчик программы</b>	АО «ГНЦ РФ - ФЭИ», АО «НИКИЭТ», АО «ГНЦ НИИАР», АО «ВНИИНМ», АО «Наука и инновации», АО «ПРОРЫВ», НИЦ «Курчатовский институт», АО «ОКБМ Африкантов», АО «ГСПИ»
<b>Заказчик работ по выполнению программы</b>	ОАО «Концерн Росэнергоатом», АО ТВЭЛ
<b>Основные соисполнители работ программы</b>	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», АО «ВНИИНМ», АО «НИИАР», НИЦ КИ, АО «НИКИЭТ», АО «ОКБМ Африкантов», АО ГИДРОПРЕСС,
<b>Цель программы</b>	Целью программы экспериментальных работ на МБИРе является обобщение и обоснование необходимости проведения в среднесрочной перспективе массовых реакторных испытаний инновационных материалов и макетов элементов для ядерно-энергетических систем 4-го поколения, включая реакторы на быстрых нейтронах с ЗЯТЦ, а также быстрые реакторы и реакторы малой и средней мощности.
<b>Задачи программы</b>	<p>Научное обеспечение выполнения широкого спектра исследовательских и экспериментальных работ с использованием реакторного излучения по направлениям:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- радиационные испытания перспективных видов топлива, поглощающих и конструкционных материалов для ядерных реакторов различного типа в условиях интенсивного нейтронного излучения с плотностью потока <math>(2-5) \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}</math>;</li> <li>- реакторные испытания твэлов, ТВС, ПЭЛов, других элементов а.з. в стационарных, переходных и аварийных режимах эксплуатации для инновационных реакторов с применяемыми и перспективными видами теплоносителя (натриевым, тяжелометаллическим, газовым, жидкосолевым и т.д.);</li> <li>- испытания новых типов оборудования различных технологических систем (элементы систем аварийного расхолаживания, парогенераторы, холодные ловушки окислов и пр.), приборов и систем управления, контроля и диагностики различного типа энергетических реакторов;</li> <li>- разработка технологий наработки радионуклидов;</li> <li>- проведение комплексных расчетно-экспериментальных исследований с целью получения необходимой информации для разработки и верификации расчетных кодов.</li> </ul>
<b>Ожидаемые результаты реализации программы</b>	Главный результат – получение свойств под облучением инновационных материалов и обоснование работоспособности макетов элементов активных зон для ядерно-энергетических систем 4-го поколения в ходе массовых реакторных испытаний. Частные результаты изложены в разделе 9.
<b>Сроки реализации программы</b>	2028-2040 гг.



БЛОК ПАРОГЕНЕРАТОРОВ

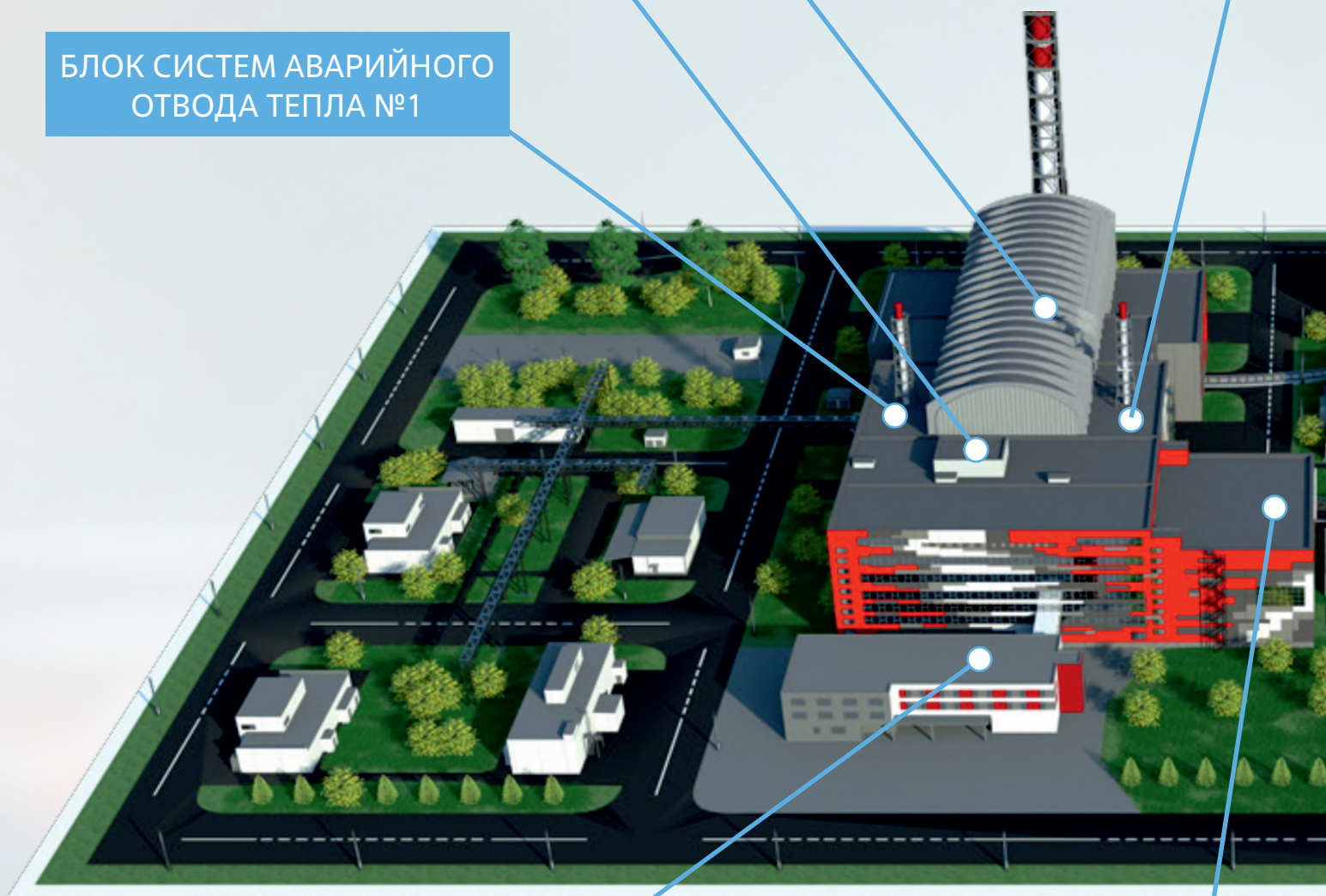
БЛОК СИСТЕМ АВАРИЙНОГО  
ОТВОДА ТЕПЛА №2

БЛОК СИСТЕМ АВАРИЙНОГО  
ОТВОДА ТЕПЛА №1

РЕАКТОРНЫЙ БЛОК

АДМИНИСТРАТИВНОЕ ЗДАНИЕ

ТУРБИННЫЙ БЛОК



# ПРОЕКТ МБИР

Многоцелевой исследовательский реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем  
- крупнейший в мире исследовательский реактор на быстрых нейтронах.

ЗДАНИЕ ВОДОПОДГОТОВКИ

БАШЕННАЯ ГРАДИРНАЯ

НАСОСНАЯ СТАНЦИЯ  
ТЕХ.ВОДОСНАБЖЕНИЯ

НАСОСНАЯ СТАНЦИЯ  
ПОЖАРОТУШЕНИЯ



## ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

<b>а.з.</b>	- активная зона
<b>АНПУ</b>	- автономная петлевая установка с натриевым теплоносителем
<b>АПУ</b>	- автономная петлевая установка
<b>АСВПУ</b>	- автономная свинцово-висмутовая петлевая установка
<b>БН</b>	- реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
<b>БРЕСТ ОД-300</b>	- быстрый реактор со свинцовым теплоносителем и пристанционным топливным циклом
<b>ВВЭР-СКД</b>	- водо-водяной реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя
<b>ВКУ</b>	- внутрикорпусные устройства
<b>ВТО</b>	- воздушный теплообменник
<b>ВТРО</b>	- высоко-температурное радиационное охрупчивание
<b>ВТРС</b>	- высокотемпературные реакторы с жидкосолевым теплоносителем и топливом на основе микротвэлов
<b>ГПД</b>	- газовые продукты деления
<b>ДУО</b>	- дисперсно-упрочненные оксидами (стали) / ODS
<b>КМ</b>	- конструкционный материал
<b>КПРЭО</b>	- программа расчетно-экспериментального обоснования
<b>КРЭА</b>	- Концерн «Росэнергоатом»
<b>МБИР</b>	- многофункциональный исследовательский реактор на быстрых нейтронах
<b>МК</b>	- микро кампания
<b>МОКС</b>	- смешанное оксидное (топливо) (от англ. MOX – mixed oxide)
<b>МП</b>	- материаловедческий пакет
<b>МФП4</b>	- Международный форум «Поколение 4»
<b>НИР</b>	- научно-исследовательская работа
<b>НИОКР</b>	- научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы



## ОБОЗНАЧЕНИЯ И СОКРАЩЕНИЯ

<b>МС</b>	- материаловедческая сборка
<b>НТРО</b>	- низко-температурное радиационное охрупчивание
<b>ОТВС</b>	- отработавшая тепловыделяющая сборка
<b>ОУ</b>	- облучательное устройство
<b>ПК</b>	- петлевой канал
<b>ПРИ</b>	- послереакторные исследования
<b>ПУ</b>	- петлевая установка
<b>ПЭЛ</b>	- поглощающий элемент
<b>РАО</b>	- радиоактивные отходы
<b>РО СУЗ</b>	- рабочие органы системы управления и защиты
<b>РУ</b>	- реакторная установка
<b>САЗ</b>	- система автоматической защиты
<b>СВБР</b>	- свинцово-висмутовые быстрые реакторы
<b>СВТ</b>	- свинцово-висмутовый теплоноситель
<b>сна</b>	- смещение на атом
<b>СНУП</b>	- смешанное нитридное уран-плутониевым топливом
<b>СУЗ</b>	- система управления и защиты
<b>ТВС</b>	- тепловыделяющая сборка
<b>ТВЭЛ</b>	- тепловыделяющий элемент
<b>ТЗ</b>	- техническое задание
<b>ЦПК</b>	- центральный петлевой канал
<b>ФЦП</b>	- Федеральная целевая программа
<b>ЭМН</b>	- электро-магнитный насос
<b>ЭС</b>	- экспериментальная сборка
<b>ЭТВС</b>	- экспериментальная тепловыделяющая сборка
<b>ЯЭ</b>	- ядерная энергетика
<b>ЯЭУ</b>	- ядерно-энергетическая установка

# ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА



Будущее развитие ядерной энергетики России, в соответствии со стратегией атомной энергетики России до 2050 года и в перспективе до 2100 года, будет осуществляться в двухкомпонентном варианте – на тепловых и быстрых нейтронах, работающих в едином топливном цикле.

Для обоснования технологий замыкания топливного цикла на экспериментально-технологическом уровне и обоснования использования конструкционных, топливных и поглощающих материалов для реакторов на быстрых нейтронах в ядерной энергетике потребуется выполнение программы экспериментальных исследований, в том числе внутриреакторных. Это одна из задач исследовательского реактора на быстрых нейтронах МБИР.

## **1. РОССИЙСКАЯ ПРОГРАММА РАЗВИТИЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ НА ПЕРИОД 2020-2050 ГГ.**

Настоящий документ представляет собой Программу экспериментальных исследований, предполагаемых для проведения на реакторе МБИР, в период с 2028 по 2040 года и включает описание экспериментальных возможностей РУ

МБИР для зарубежных партнеров по Международному исследовательскому центру использования РУ МБИР.

Стратегия развития атомной энергетики России предусматривает внедрение быстрых реакторов в двухкомпонентную атомную энергетику. Условно можно выделить следующие основные этапы развития АЭ с быстрыми реакторами до 2050 года.

**1.** Ближнесрочный этап 2020 - 2028 гг. отражает нынешнее состояние, когда в атомной энергетике существуют только действующие энергоблоки с РУ БН-600 и БН-800, ведется сооружение опытно-демонстрационного реактора БРЕСТ ОД-300, а также разработка головного коммерческого энергоблока БН-1200. Реакторные испытания инновационных материалов и макетов элементов для ядерно-энергетических систем 4-го поколения проводятся на реакторе БОР-60.

**2.** Среднесрочный этап 2028 – 2040гг. предполагает завершение сооружения и начало эксплуатации головного реактора БН-1200 и разработку проекта коммерческого реактора БРЕСТ-1200 (при условии демонстрации безопасности и конкурентоспособности быстрого реактора со

свинцовым теплоносителем БРЕСТ ОД-300). Реакторные испытания инновационных материалов и макетов элементов для ядерно-энергетических систем 4-го поколения проводятся на реакторе МБИР.

**3.** Дальнесрочный этап 2040 – 2050 гг. предполагает сооружение малой серии энергоблоков БН-1200 и сооружение головного энергоблока с реактором БРЕСТ-1200. Реакторные испытания инновационных материалов и макетов элементов для перспективных ядерно-энергетических систем и сопровождения эксплуатации промышленных образцов инновационных реакторных установок проводятся на реакторе МБИР.

На ближнесрочном этапе очевидно, что будут действовать реакторы БН-600 и БН-800, в отношении которых утверждены программы Концерна «Росэнергоатом» по увеличению длительности топливной кампании БН-600 (до 2024 г.) и переводу БН-800 на МОКС-топливо. Предполагается также, что к 2030 гг. будет сооружен головной блок БН-1200, базовым топливом которого будет МОКС-топливо с прослойкой из обедненного урана, а затем, после отработки плотного нитридного топлива, возможен перевод активной зоны на новое СНУП топливо (вероятно, после 2035-40 гг.).

В среднесрочной перспективе планируется обоснование СНУП топлива для реакторов на быстрых нейтронах как со свинцовым, так и с натриевым теплоносителем. Для обоснования этого топлива разработана «Комплексная программа расчетно-экспериментального обоснования плотного топлива для реакторов на быстрых нейтронах (КПРЭО)».

Таким образом, для этих типов реакторов имеются материаловедческие топливные программы, определены финансирование и сроки выполнения.

Кроме того, в среднесрочной и дальнесрочной перспективе возможна реализация инновационных проектов по СВБР-100 (топливо: оксид урана, нитрид урана, уран-233-торий), БРЕСТ-1200 (СНУП топливо) и перспективных проектов БН-ГТ (особенность - газотурбинный цикл), исследовательского жидкосолевого реактора и термоядерного реактора. Научно-технологические и материаловедческие программы и финансирование для реализации этих проектов не определены, но программы обосновывающих НИОКР части из этих проектов уже находятся в стадии проработки.

## **2. НЕОБХОДИМОСТЬ СОЗДАНИЯ ПРОГРАММЫ НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ В ПОДДЕРЖКУ РАЗРАБОТОК ПЕРСПЕКТИВНЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК.**

Для представительного обоснования российских проектов перспективных быстрых реакторов, а также обоснования технологий замыкания ядерного топливного цикла необходимо обеспечить реакторную экспериментальную базу на длительный период. Для выполнения этой цели исследовательский реактор МБИР рассматривается как основная исследовательская реакторная установка на период, как минимум, до 2080 г.

Сооружение многоцелевого исследовательского реактора МБИР планируется завершить и выйти на этап физического пуска в 2027 году, а с 2028 года начать плановые работы по выполнению исследований.

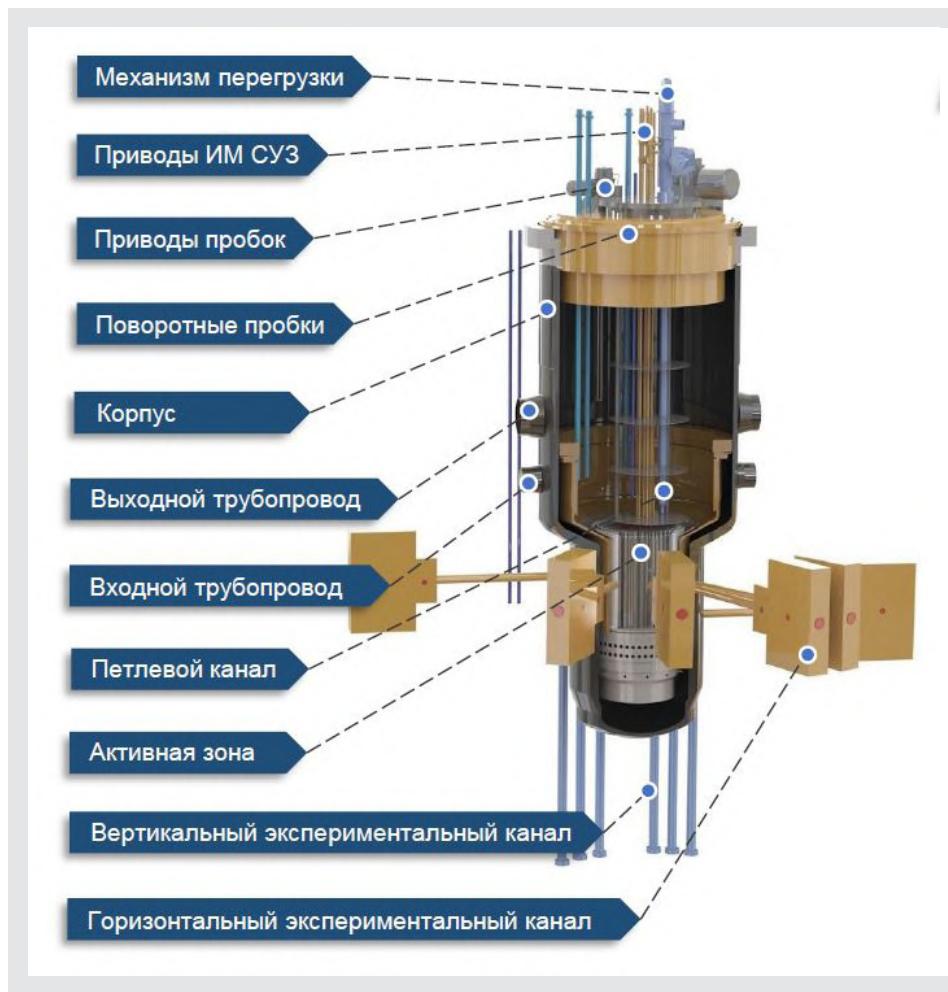
В соответствии с Концепцией и Техническим заданием, одним из основных предназначений многоцелевого быстрого исследовательского реактора МБИР является проведение массовых реакторных испытаний инновационных материалов для ядерно-энергетических систем 4-го поколения, включая реакторы на быстрых ней-



тронах работающие в режиме замкнутого топливного цикла с тепловыми реакторами, в том числе с реакторами малой и средней мощности. В конструкцию РУ МБИР заложены обширные экспериментальные возможности реактора для проведения экспериментальных исследований по программам развития отечественной ядерной индустрии, а также выполнения работ для зарубежных заказчиков в рамках планируемого на базе МБИР международного центра коллективного пользования.

Настоящая программа определяет перспективные направления экспериментальных работ и исследований в реакторе МБИР на среднесрочный период 2028 – 2040 гг. Программа составлена с учетом развития экспериментальной базы АО «ГНЦ НИИАР» и стратегических задач отрасли, а именно:

- функционирование в качестве базового экспериментального реакторного центра для создания новой технологической платформы Государственной корпорации «Росатом» с обеспечением широкого спектра реакторных экспериментов для разработки и создания ядерно-энергетических систем нового поколения;
- обеспечение разработки технологий переработки отработавшего ядерного топлива для замыкания ядерного топливного цикла, утилизации радиоактивных и ядерных материалов на базе проектируемого нового полифункционального радиохимического комплекса;
- обеспечение создания методов производства регенерированного топлива, фабрикации твэлов, разработки методов контроля, производства тепловыделяющих сборок в том числе;
- обеспечение научно-технической деятельно-



сти в области реакторного материаловедения с использованием исследовательских ядерных реакторов, послереакторных исследований реакторных материалов и элементов активных зон, действующих и проектируемых инновационных ядерных реакторов;

- обеспечение создания новых технологий получения радионуклидов и производства на их основе различных источников ионизирующего излучения для промышленного и медицинского использования;

- обеспечение внедрения результатов исследований и разработок ядерного топлива, конструкционных и поглощающих материалов в инновационные продукты и технологии тепловыделяющих элементов и сборок, поглощающих элементов, стержней управления и защиты ядерных реакторов, источников и препаратов на основе производства радионуклидов.

Создание безопасных и конкурентоспособных ядерных энергоблоков 4-го поколения требует

большого объёма внутриреакторных исследований новых материалов и конструкций реакторных элементов в специальных экспериментальных устройствах и петлях, оборудованных современными средствами контроля и управления. Конструкционные материалы должны обеспечить надёжную работу элементов активных зон по меньшей мере до достижения повреждающих доз 170 сна, а в перспективе и более высоких значений. Безопасность реакторов должна быть экспериментально обоснована в переходных, циклических и аварийных режимах эксплуатации реакторов. При реализации проекта «Прорыв» потребуются проведение испытаний и исследований создаваемого в настоящее время нитридного уран-плутониевого топлива, новых конструкционных материалов и различных вариантов конструкций тепловыделяющих элементов для обоснования их надёжной эксплуатации при повышенных выгораниях топлива (до 12% т.а. и более) в реакторах БРЕСТ ОД-300 и БН-1200. Инновационные проекты планируется довести до стадии опытно-демонстрационных и опытно-промышленных установок к 2030 г. Это означает, что на период до 2028 - 2035гг. придется наибольший объём реакторных исследований в обеспечение указанных выше проектов. За пределами этого периода можно ожидать развёртывание широкого круга эксперимен-

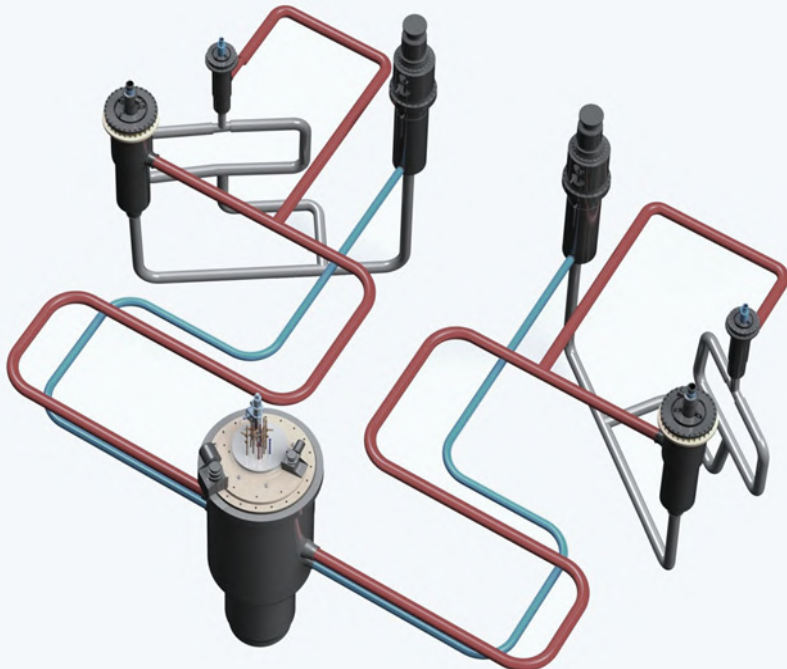
тально-исследовательских программ в обеспечение усовершенствования и сопровождения эксплуатации промышленных образцов инновационных реакторных установок.

Однако, к 2025 - 2030 гг. российская база реакторов, обеспечивающих обоснование новых материалов и оборудования, исчерпает свой ресурс, и многие реакторы, включая БОР-60 и БН-600, должны быть переведены в этап вывода из эксплуатации. Сохранение и развитие экспериментальной базы атомной энергетики Государственной корпорации «Росатом» должно быть обеспечено путем создания нового многоцелевого быстрого исследовательского реактора (МБИР), в первую очередь, для замещения действующего исследовательского реактора БОР-60 при исчерпании его эксплуатационного ресурса.

На заключительном этапе строительства реактора МБИР в 2025 - 2027 гг., в период пуско-наладочных работ, потребуются проведение комплексных исследований нейтронно-физических и тепло-гидравлических характеристик реактора, перенос методик испытаний с реактора БОР-60 на реактор МБИР с созданием экспериментальных устройств и усовершенствованных методик испытаний материалов и макетов элементов перспективных реакторов в инстру-

ментованных и неинструментованных экспериментальных ТВС, ампульных устройствах и автономных петлевых каналах. При этом должно быть реализовано условие непрерывности экспериментальных исследований, начатых в реакторе БОР-60, с продолжением в реакторе МБИР. Начало экспериментальных исследований в реакторе МБИР планируется начать с 2028 г. При разработке экспериментальных устройств и методик испытаний реактора МБИР должны быть созданы необходимые условия для проведения исследований по всем перспективным направлениям реакторов IV-го поколения. Основные типы и основные характеристики реакторов IV-го поколения, составленные на основе рекомендаций, разработанных комитетом международных экспертов международного форума Generation IV, представлены в **Таблице 2.1.**

### ОСОБЕННОСТИ ДИЗАЙНА РЕАКТОРА МБИР ПЕРВЫЙ КОНТУР



**Таблица 2.1** – Предлагаемые материалы реакторов IV-го поколения<sup>1</sup>

Реактор	Тепло-носитель	Максимальная температура, °С	Материалы элементов активных зон		
			Топливо	Оболочка	Поглотитель
Газоохлаждаемый быстрый	гелий	850	(U, Pu)C/SiC композитное керамическое, топливные частицы с керамическим покрытием	SiC <sup>2</sup> , керамика	
LFR быстрый	свинец или свинец-висмут	620	(U-Pu) (U, Pu)N (U, Pu) N+ актиниды UO <sub>2</sub> , UN	– ферритно-мартенситная сталь (9...12 % Cr) – Дуо-стали	• высокотемпературная керамика (карбиды или бориды металлов) на основе бора с содержанием изотопа <sup>10</sup> B до 95 % – <sup>10</sup> B <sub>4</sub> C, W <sup>10</sup> B <sub>2</sub> , Hf <sup>10</sup> B <sup>2</sup>
SFR быстрый	натрий	600	– U-Pu-Zr – U-Pu-Zr + актиниды – (U, Pu)O <sub>2</sub> – (U, Pu)O <sub>2</sub> + актиниды	– Усовершенствованные аустенитные стали <sup>2</sup> – ферритно-мартенситная сталь (9...12 % Cr) – ODS – сплавы ванадия с покрытиями <sup>2</sup>	• Dy <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ·HfO <sub>2</sub> , Dy <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ·HfO <sub>2</sub> + B <sub>4</sub> C <sup>2</sup>
SCWR быстрый (тепловой)	вода при сверхкритических параметрах	550 (P=25МПа)	– (U, Pu)O <sub>2</sub> – дисперсионное – (UO <sub>2</sub> )	– Fe Ni Cr Ti – ODS – Inconel 690, 625, 718 – керамика	
MCR надтепловой	соляной расплав	700	соль	–	–
VHTR тепловой	гелий	1000	TRISO UOC в графитовой матрице с покрытием ZrC	– графит с ZrC-покрытием – <sup>11</sup> B <sup>15</sup> N <sup>2</sup> , – <sup>11</sup> B <sup>15</sup> N + <sup>11</sup> B <sub>4</sub> C <sup>2</sup>	карбид бора с пироуглеродной пропиткой <sup>2</sup>

<sup>1</sup> A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy System//Issued by the US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, GIF- 002-00, December 2002,

<sup>2</sup> – предложения АО «ГНЦ НИИАР».



После пуска и опытной эксплуатации реактора МБИР с внутрореакторными экспериментальными устройствами (инструментированные и неинструментированные каналы) в период 2028 - 2030 гг., в соответствии с согласованными частными программами Заказчиков исследований, планируется начать работы по сооружению петлевых установок большой мощности с различными видами теплоносителя для проведения испытаний макетов ТВС с моделированием стационарных, переходных и аварийных режимов эксплуатации. Этот этап работ должен координироваться организациями научного руководителя и главными конструкторами соответствующих реакторных установок.

### 3. ПОТЕНЦИАЛЬНЫЕ ЗАКАЗЧИКИ ПРОГРАММЫ И ЗАИНТЕРЕСОВАННЫЕ ОРГАНИЗАЦИИ.

**3.1.** Российские организации и институты - Госкорпорация «РОСАТОМ», АО «Концерн «Росэнергоатом», АО «ТВЭЛ», АО «Прорыв», АО «СХК», АО «ОКБМ Африкантов», АО «НИКИЭТ», ОКБ «Гидропресс» при научном сопровождении АО «ГНЦ РФ - ФЭИ», АО «ВНИИНМ», АО «Радиевый институт», ЦНИИ КМ «Прометей», НИЦ «Курчатовский институт», АО «АКМЭ-инжиниринг», а также ВУЗы Минобрнауки- НИЯУ МИФИ, МГУ, МФТИ, ТГУ, НГТУ и др., АО «Медрадиопрепарат», Медицинские учреждения Минсоцразвития, предприятия радиоэлектронной и электротехнической промышленности (Россия).

**3.2.** Зарубежные организации и исследовательские центры - Terra Power, INL, (США); KAERI (Республика Корея); AREVA, CEA, EdF (Франция); CIAE (Китай); Центр ядерных исследований в Моле (Бельгия); AECL, JAERI, Научный центр Оараи (Япония) и др.

ПЕТЛЕВЫЕ КАНАЛЫ (ПК)



### 4. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОСНАЩЕНИЕ РЕАКТОРА МБИР.

#### 4.1 Основные направления использования реактора МБИР.

Основными направлениями использования реактора МБИР являются:

- массовые реакторные испытания и исследования перспективных конструкционных материалов в диапазоне температур (от 350 до 1800) °С в различных средах для ядерно-энергетических установок (ЯЭУ) следующих поколений, включая термоядерные реакторы;

- массовые реакторные испытания макетов топливных элементов на основе перспективных видов топлива ЯЭУ следующих поколений;
- проведение реакторных экспериментов для решения проблем замкнутого топливного цикла, включая выжигание минор-актинидов и снижение радиоактивных отходов;
- исследования поведения и обоснование работоспособности топлива ЯЭУ различного типа в переходных, циклических и аварийных режимах в петлевых установках с разными видами теплоносителя;

- производство радионуклидной продукции;
- создание нейтронных пучков для прикладных и медицинских целей;
- выработка тепловой и электрической энергии.

#### 4.2 Требования к внутрореакторным экспериментальным устройствам.

Главным назначением реактора МБИР является высокодозное облучение конструкционных и топливных материалов в активной зоне и боковом экране реактора. В Таблице 4.1 приведены основные характеристики облучательных ячеек реактора четырех типов и их количество.

**Таблица 4.1** – Количественные характеристики облучательных ячеек реактора МБИР

Тип ячеек реактора	Количество, шт.
1 - ячейки с размером под ключ <b>128 мм</b> для каналов внутрикорпусных петлевых установок и каналов для ампульных инструментированных испытаний	3
2 - ячейки с размером под ключ <b>72 мм</b> для ампульных каналов и для внутрикорпусных петлевых установок каналов инструментированных испытаний.	3
3 - ячейки с размером под ключ <b>72 мм</b> для неинструментированных испытаний конструкционных материалов и наработки изотопов в активной зоне	~ 27
4 - ячейки с размером под ключ <b>72 мм</b> для облучения материалов и наработки радионуклидов в боковом экране	Не лимитируется

Внутрикорпусные петлевые установки могут устанавливаться в ячейки типа 1 и 2. Предполагают интегральную компоновку оборудования внутри канала, и предназначены для испытаний макетов топливных элементов и поглощающих стержней и образцов конструкционных материалов в стационарных, переходных и аварийных режимах в различных рабочих средах (натрий, свинец, свинец-висмут, гелий и т.п.) с обеспече-

нием и поддержанием заданных термодинамических параметров теплоносителя и охлаждения за счет естественной или принудительной циркуляции.

Ячейки 1 и 2 типов для инструментированных испытаний с выводом из зоны облучения линий коммуникаций (измерительные и/или силовые линии, газовые линии систем нагружения образцов и т.д.) позволяют проводить испытания

конструкционных и топливных материалов в заданной среде с измерением и регулированием температуры облучения, а также с обеспечением механического нагружения образцов. Данные ячейки фиксированы в активной зоне. В случае незанятости этих ячеек в экспериментах, в данные ячейки могут быть установлены топливные сборки.

Неинструментированные испытания конструкционных материалов могут проводиться в ячейках типа 3 в разборных материаловедческих сборках и ампульных устройствах с различными видами среды без вывода оперативной информации о параметрах облучения с возможностью проведения промежуточных материаловедческих исследований и замены образцов. Позиции ячеек типа 3 не фиксированы в активной зоне и их положение выбирается из необходимых значений потока нейтронов в штатных ячейках для топливныхборок. В данные ячейки также устанавливаются разборные «изотопные» сборки со стартовыми материалами для наработки радиоизотопной продукции.

В ячейки для рабочих топливныхборок могут устанавливаться разборные экспериментальные топливные сборки с различными видами топлива, охлаждаемые натриевым теплоносителем с целью исследования поведения топливного материала под облучением. Должна быть предусмотрена возможность проведения промежуточных послереакторных исследований, замены образцов и возврат на дооблучение.

В ячейки типа 4, расположенные в боковом экране, будут устанавливаться разборные материаловедческие сборки и ампульные устройства с различными видами среды, а также изотопные сборки.

В случаях необходимости, в боковом экране для обеспечения необходимых условий облучения могут быть установлены специальные сборки с замедляющими материалами для смягчения спектра нейтронов.

### 4.3 Требования к вне реакторным экспериментальным устройствам.

Для обеспечения облучательных экспериментов в составе реакторной установки проектируется необходимое оборудование и оснащение:

- перегрузочные механизмы и машины для выгрузки и загрузки экспериментальных устройств и петлевых установок;
- стенды для отмывки и хранения различных типов экспериментальных устройств и петлевых установок с обеспечением заданных температурных условий;
- исследовательские стенды в бассейне выдержки для контроля герметичности оболочек твэлов и проведения испытаний с моделированием условий ухудшения теплоотвода.
- исследовательские защитные камеры с оборудованием и установками для сборки и разборки облучательных устройств, а также для проведения первичных исследований (измерения геометрических характеристик облученных образцов, теле- и фотосъемок, гамма-сканирования, толщины коррозионных слоев.

При использовании реакторных излучений для прикладных целей за корпусом реактора планируется организовать:

- горизонтальные и тангенциальные каналы для вывода нейтронных пучков из реактора для использования в области ядерной медицины, нейтронной радиографии и томографии;
- вертикальные экспериментальные каналы для радиационных испытаний изделий с умеренным радиационным ресурсом, а также нейтронной трансмутации материалов (ядерное легирование кремния);
- тепловую колонну (из замедляющего материала) за пределами корпуса реактора для исследований с использованием термализованных нейтронов.



## 5. ПРОЕКТНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПЫТАНИЙ МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРЕ МБИР.

В проектном варианте реактора предусмотрено 20 облучательных каналов, в т.ч. 1 центральный петлевой канал (занимает 7 ячеек), 2 периферийных петлевых канала, 14 неинструментован-

ных каналов, 3 ячейки для установки сборок для наработки радионуклидов. Всего в пределах активной зоны предусматривается 24 ячейки (17 + 7 ячеек ЦПК) со всевозможными облучательными сборками, полезный объем внутричехлового пространства одной такой сборки составляет ~ 2280 см<sup>3</sup> (внутренний размер ячейки под ключ 6.92 см, высота топливного столба 55 см).

Картограмма проектной загрузки реактора МБИР с ближайшим окружением представлена на **Рисунке 5.1**.

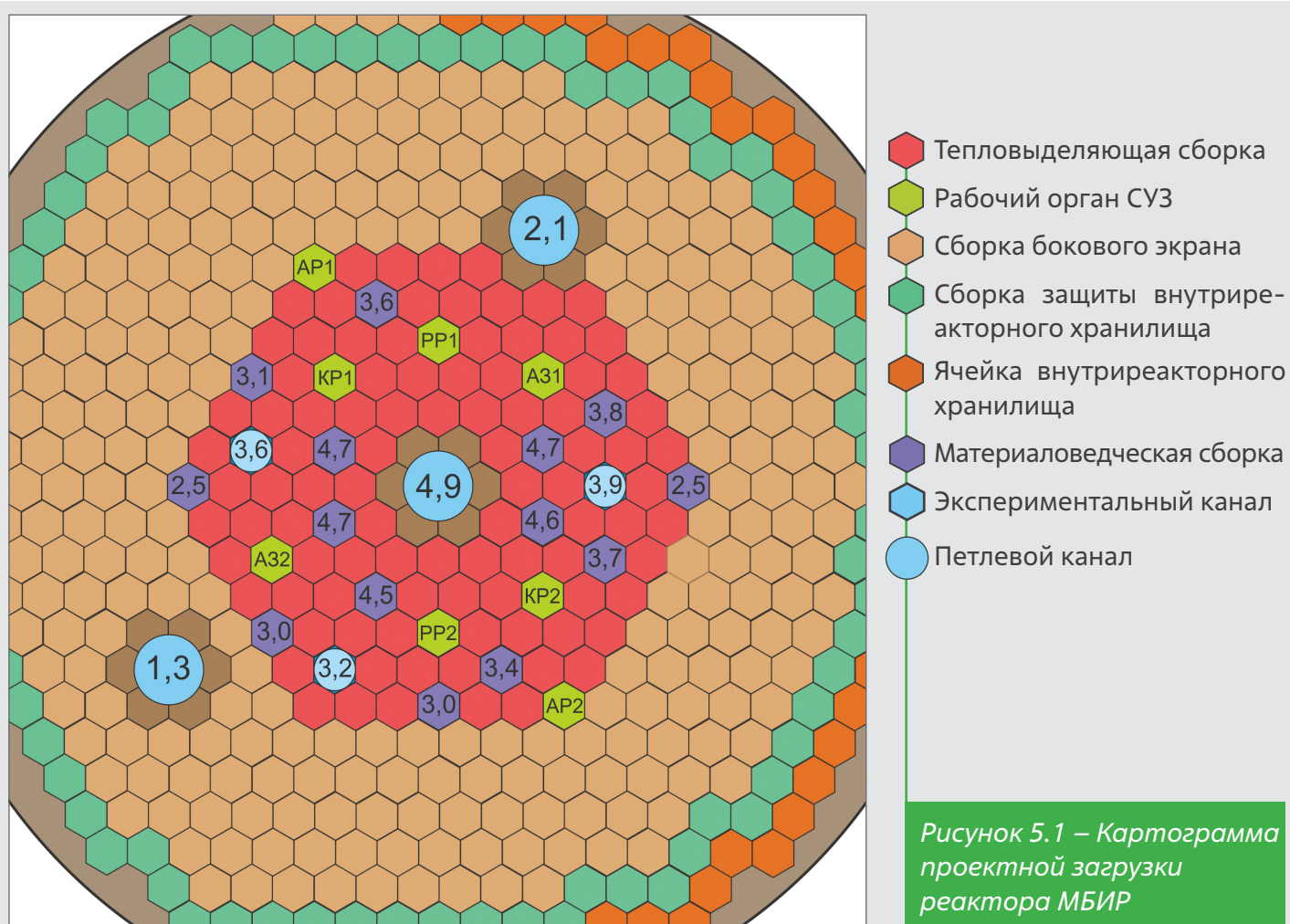


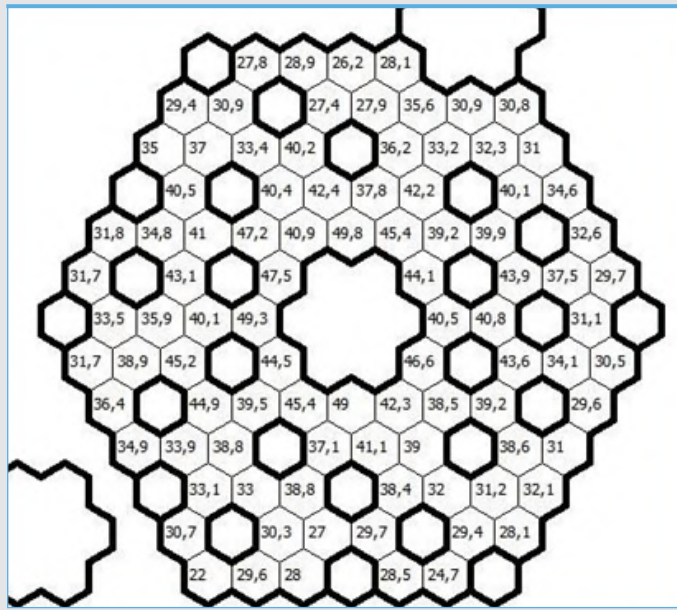
Рисунок 5.1 – Картограмма проектной загрузки реактора МБИР

### Примечание:

Закорпусные петлевые установки с испытательными каналами, устанавливаемыми в ячейки типа 1, предназначенные для испытаний макетов ТВС и других элементов активных зон в стационарных, переходных и аварийных режимах эксплуатации с различными типами теплоносителей (натрий, свинец, свинец-висмут, жидкие соли, гелий и т.п.) с обеспечением, контролем и регулированием термодинамических параметров теплоносителя в широком диапазоне. Для организации теплоотвода, контроля и поддержания параметров теплоносителя петлевые установки должны иметь оборудование, расположенное в специальных боксах за корпусом реактора. Такие петлевые установки планируется соорудить и ввести в эксплуатацию по специальным проектам, разрабатываемым совместно с потенциальными Заказчиками на втором этапе эксплуатации после 2030 года.

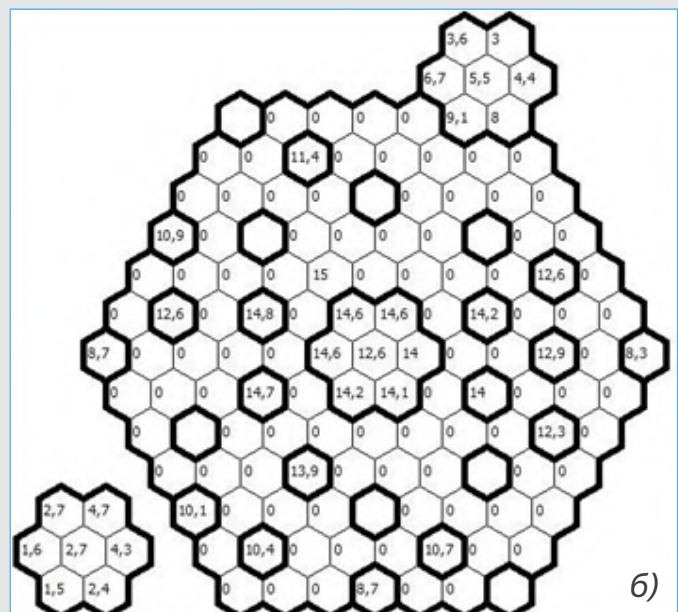
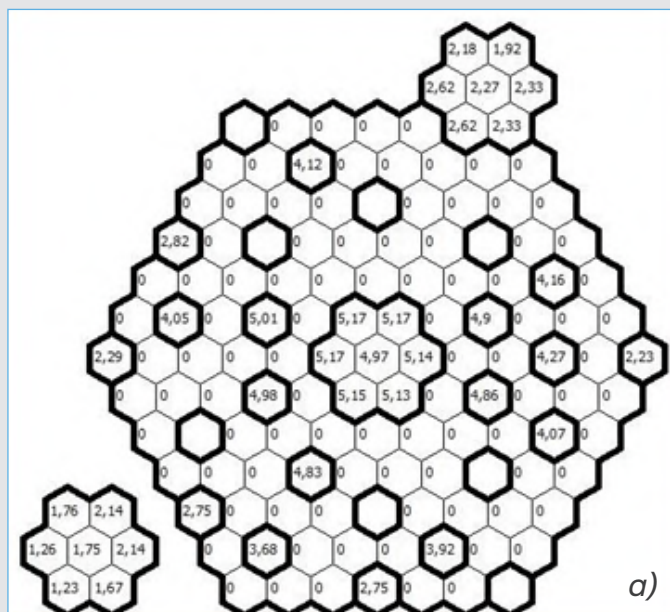
Активная зона рассматривается в установившемся режиме равномерно-частичных перегрузок, в ней одновременно находятся ТВС с различным уровнем выгорания. Максимум энергонапряженности достигается в свежих ТВС. По мере выгора-

ния топлива энергонапряженность в них падает. Иллюстрация распределения максимальной линейной энергонапряженности твэл по ТВС представлена на *Рисунке 5.2*. В разных ТВС она различна в зависимости от выгорания топлива в них.



*Рисунок 5.2 – Максимальная линейная нагрузка твэл в проектом варианте*

Уровень нейтронного потока в облучательных ячейках (средний за микрокампанию) представлен на рисунке 5.3а, скорость набора повреждающей дозы – на рисунке 5.3б. В настоящее время технологически освоенная оболочечная сталь ЧС-68 х.д. сохраняет работоспособность до повреждающей дозы 85 сна, перспективная сталь ЭК-164 ИД х.д. - до 110 сна. Для набора такой повреждающей дозы необходимо облучение в МБИР в течение 7 МК по 100 эфф. сут., или ~ 3 лет.



*Рисунок 5.3 – Нейтронный поток в облучательных ячейках,  $10^{15} \text{ н/см}^2 \text{ с}$  (а) и повреждающая доза (сменений на атом за 100 эфф. суток) в облучательных ячейках (б) для аустенитных оболочечных сталей (для ферритно-мартенситных чехловых сталей типа ЭП-450 повреждающая доза меньше на 3%)*

Отметим, что нейтронный поток в МБИР на ~ 40% меньше, чем в энергетическом реакторе БН-800 ( $5.3 \times 10^{15}$  против  $8.5 \times 10^{15}$ ). Это связано с высоким содержанием плутония в топливе, которое составляет 38% (в БН-800 среднее содержание плутония ~ 20%). По той же причине нейтронный спектр в МБИР жестче, поэтому при равном потоке нейтронов повреждающая доза в МБИР оказывается на 20% больше. Сравнение потоков и скоростей набора дозы в МБИР и БН-800 представлено в *Таблице 5.1*.

**Таблица 5.1** – Сравнение потоков и скоростей набора дозы в МБИР и БН-800.

Реактор	МБИР	БН- 800
Поток, $\times 10^{15}$ н/см <sup>2</sup> с	5,3	8,5
Скорость набора дозы, сна/100 сут	15,2	19,1
Скорость набора дозы приведенная к потоку в МБИР, сна/100 сут	15,2	12,0

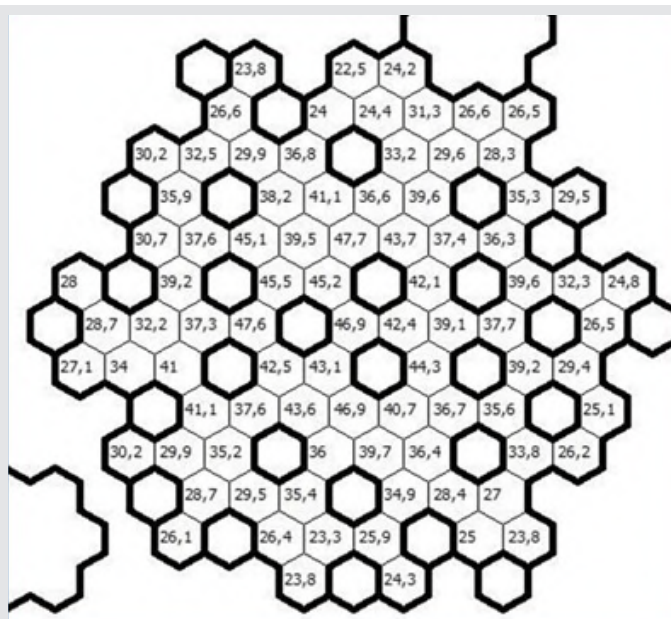
В петлевых устройствах возможно выполнение экспериментов по моделированию работ, испытаниям тепловыделяющих элементов с перспективными видами топлива в переходных, циклических и аварийных режимах при обязательном согласовании этих экспериментов с программами экспериментов в других каналах.

## 6. ОЦЕНКА ПОТЕНЦИАЛЬНЫХ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ ОБЪЕМОВ ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ МАТЕРИАЛОВ В РЕАКТОРЕ МБИР НА НАЧАЛЬНОМ ЭТАПЕ РАБОТЫ (2028 - 2033 ГГ.)

Особенностью начального этапа работы реактора МБИР является отсутствие петлевых каналов, которые представляют собой сложные технические сооружения. Имеется вероятность, что в начальный период эти установки еще не будут готовы к эксплуатации, однако, ячейки, в которых размещаются эти каналы, должны быть заполнены. В этом смысле особо важен ЦПК (центральный петлевой канал), занимающий 7 ячеек в центре активной зоны. Использовать все эти ячейки под облучательные сборки нецелесообразно из-за их сильного влияния друг на друга. Чтобы исключить это влияние, предлагается разместить в ячейках ЦПК 3 дополнительных облучательных сборки и 4 штатных ТВС.

Установка на место ЦПК 4 топливныхборок приводит к существенной надкритичности реакто-

ра. Чтобы сохранить критическое состояние без изменения массовой доли плутония в топливе, необходимо будет уменьшить размер активной зоны с 93 до 82 ТВС, и, соответственно, уменьшить тепловую мощность реактора до 129 МВт. Распределение энерговыделения в активной зоне представлено на *Рисунке 6.1*.



**Рисунок 6.1** – Распределение максимальных энергонапряженностей твэл в активной зоне начального этапа, кВт/м.



В принципе, возможен другой способ компенсации надкритичности – снижением массовой доли плутония в топливе, но это потребует изменения многих проектных решений и усложнит переход к проектной конструкции реактора.

На *Рисунке 6.1* в верхнем левом секторе активной зоны виден семерик из ТВС, в котором наблюдается заметный всплеск энерговыделения. Чтобы исключить этот всплеск и улучшить выравнивание энерговыделений, целесообразно в центр этого семерика установить еще 1 облучательную сборку. Замена ТВС на облучательную сборку приведет к потере критичности, ее надо скомпенсировать «достройкой» периферии активной зоны на 4 ТВС. В результате следующая модифицированная активная зона начального этапа работы (*Рисунок 6.2*). Такая активная зона состоит из 85 ТВС, 8 ячеек с РО СУЗ и 21 облучательной сборки (сборки, установленные в ячей-

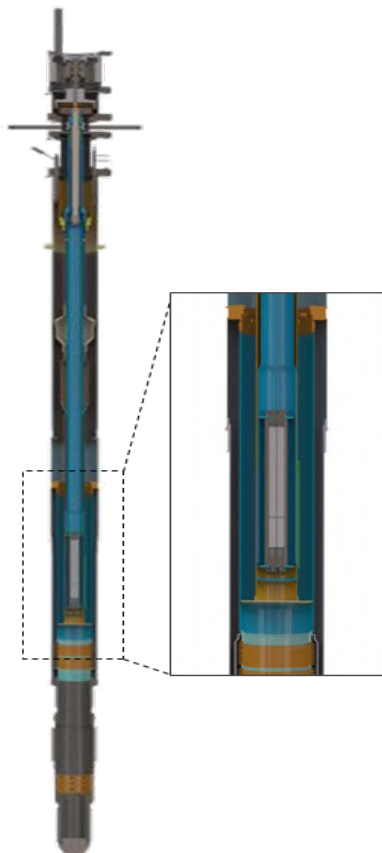
ки периферийных ПК, не учитываются). Таким образом, на начальном этапе работы за счет исключения ЦПК количество облучательных ячеек может быть увеличено с 17 до 21.

Полученное число ТВС в активной зоне меньше проектного (93 шт.), и чтобы тепловая нагрузка твэл и ТВС не превышала проектных пределов, мощность такого реактора должна быть снижена со 150 до 134 МВт.

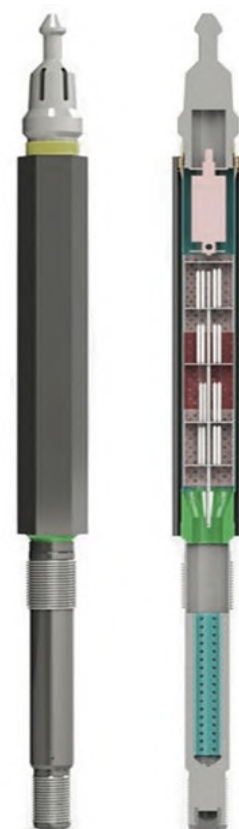
Уровень нейтронного потока в облучательных ячейках такой активной зоны представлен на *Рисунке 6.3а*, скорость набора повреждающей дозы – на *Рисунке 6.3б*. Как видно, поток и скорость набора дозы в проектных ячейках значительно отличаются от проектных величин.

Поскольку массовая доля плутония в топливе реактора не отличается от проектной, такая активная зона без существенных изменений и за-

ОБЛУЧАТЕЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО (ОУ)



МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОЕ ОБЛУЧАТЕЛЬНОЕ УСТРОЙСТВО (МОУ)



мен ТВС может быть перестроена в проектную активную зону с ЦПК.

Таким образом, облучательный объем реактора МБИР на начальном этапе работы увеличивается на 4 ячейки за счет использования части объема, занимаемого ЦПК, с максимальной скоростью набора повреждающей дозы ~16 сна за микрокампанию (100 эфф. сут.). В остальных (предусмотренных проектом) 17 облучательных сборках скорость набора повреждающей дозы составляет от 15,3 до 6,7 сна за микрокампанию. Объем каждой такой сборки составляет 2280 см<sup>3</sup>. Общее количество облучательных ячеек на начальном этапе – 21. На величине нейтронного потока и скорости набора повреждающей дозы это не скажется. Интегральную облучательную способность реактора можно оценить величиной порядка 1200 снахл/год.

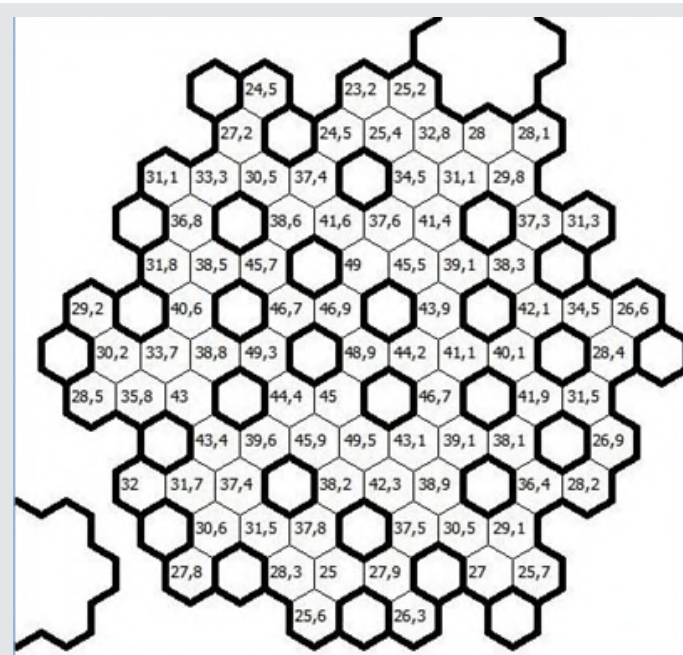


Рисунок 6.2 – Распределение максимальных энергонапряженностей твэл в модифицированной активной зоне начального этапа, кВт/м.

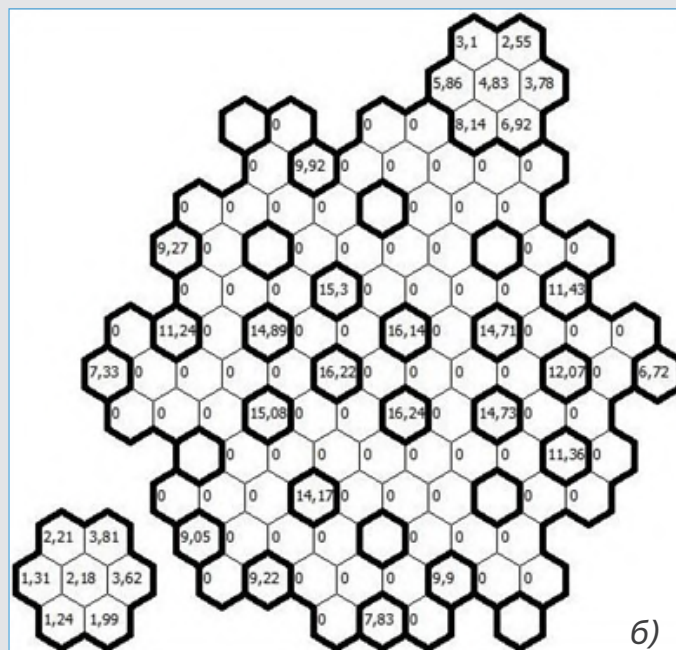
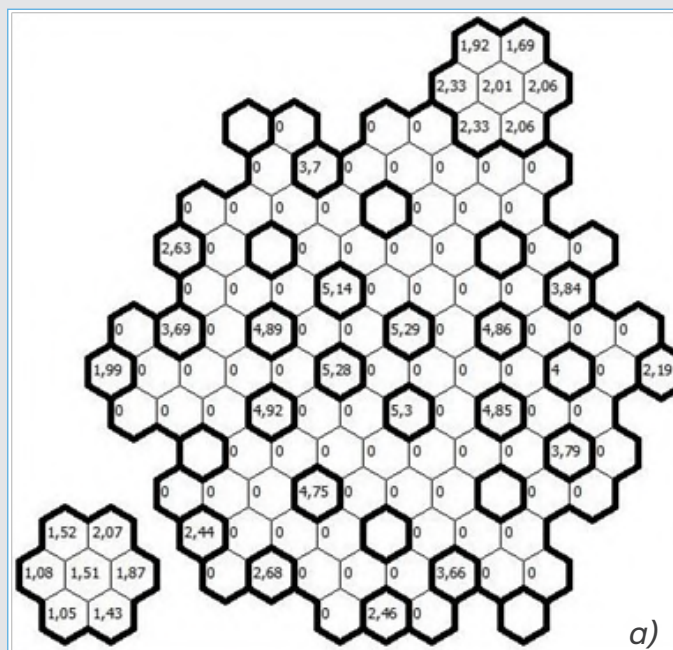


Рисунок 6.3 – Нейтронный поток в облучательных ячейках модифицированной активной зоны начального этапа,  $10^{15}$  н/см<sup>2</sup> (а) и повреждающая доза (смещений на атом за 100 эфф. суток) в облучательных ячейках (б) модифицированной активной зоны начального этапа

## 7. ПЛАНЫ ПО ЗАГРУЗКЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛОВ И ЯЧЕЕК РУ МБИР НА НАЧАЛЬНОМ ЭТАПЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ (ОЦЕНКА СПЕЦИАЛИСТОВ ГНЦ РФ-ФЭИ).

### 7.1. Потенциальные исследования в интересах АО «Концерн Росэнергоатом» и организации главного конструктора АО «ОКБМ Африкантов».

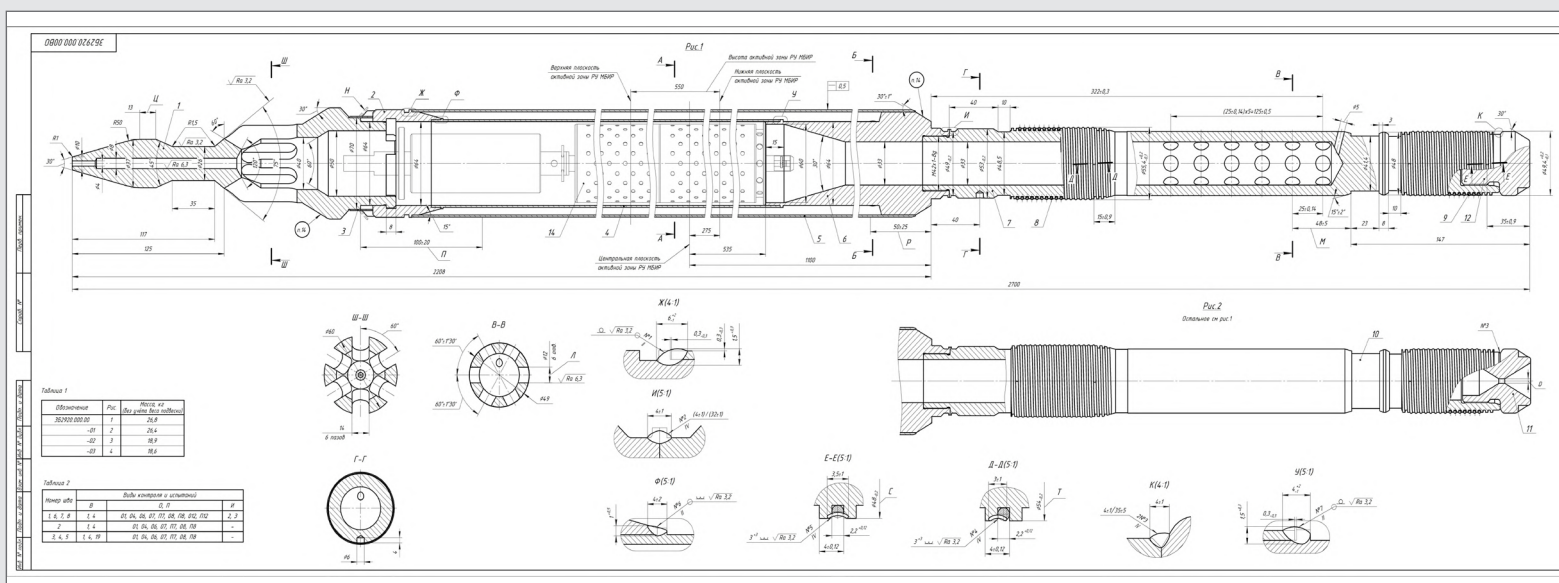
В настоящее время руководством отрасли утверждены программа КРЭА: «НИОКР по увеличению длительности топливной кампании реакторов БН», которая рассчитана только до 2024 года.

Программой предусмотрено выполнение исследований по варианту активной зоны с аксиальной воспроизводящей прослойкой длительностью кампании ТВС до 1320 эфф. сут., что соответствует работе с интервалом между перегрузками 330 эфф. сут. (1 год при КИУМ=0,9).

С учетом рассматриваемого возможного срока сооружения головного энергоблока БН-1200 к 2030–35гг. можно ориентироваться на применение активной зоны с аксиальной прослойкой уже для первой загрузки реактора МОКС-топливом.

Перспектива дальнейшего увеличения кампании ТВС связывается с применением для оболочек твэлов сталей ферритно-мартенситного класса, а в дальнейшем и с применением перспективных ДУО-сталей.

С 2028 года целесообразно планировать часть исследований на реакторе МБИР. Для облучения образцов на МБИР из штатных и перспективных конструкционных материалов из аустенитных и ферритных оболочечных сталей потребуется 3 ячейки в течение 2028–2033гг. (со скоростью набора дозы 30–33 сна/год, или ~215 снахл/год), и 2 ячейки для облучения ДУО сталей с 2034 до 2040 гг. (со скоростью набора дозы 30–33 сна/год, или ~140 снахл/год).





## 7.2. Обоснование СНУП топлива в реакторе МБИР (ПРОРЫВ).

В продолжение КПРЭО утверждена Программа НИОКР «Разработка смешанного уран-плутониевого нитридного (СНУП) топлива со средним выгоранием до 12%т.а.» с перспективой до 2035года для обоснования нитридного топлива для реакторов нового поколения БРЕСТ ОД-300 и БН-1200. Для выполнения программы необходимо ~ 5 ячеек (скорости набора дозы 23-30 сна/год, или ~315 снахл/год) в течение 7-10 лет (начало 2025 г., окончание – 2033г.), в том числе:

- 2 ячейки (скорость набора дозы 23 сна/год, или ~105 снахл/год) под ЭТВС-19 и 20 в 2028-2033 гг. (предельные выгорания, младшие актиниды) это – продолжение испытаний на БОР-60;

- 1 ячейка (скорость набора дозы 30 сна/год, или ~70 снахл/год) с ампульными образцами перспективных материалов 2025-2033 г.

- 2 ячейки (скорость набора дозы 30 сна/год, или ~140 снахл/год) с реперными ТВС с новыми конструкционными материалами и модифицированной технологией изготовления топлива (в т.ч. металлический подслой) 2025-2033 гг.

## 7.3. Обоснование конструкционных материалов для перспективных реакторных и термоядерных установок с 2035– 2040 гг.

- ванадиевые сплавы -1 ячейка (скорость набора дозы ~33 сна/год, или ~75 снахл/год).

- перспективные материалы (SiC, и т.п.). 1 ячейка (скорость набора дозы 23 сна/год, или ~52 снахл/год).

### Таким образом, для российской программы необходимо:

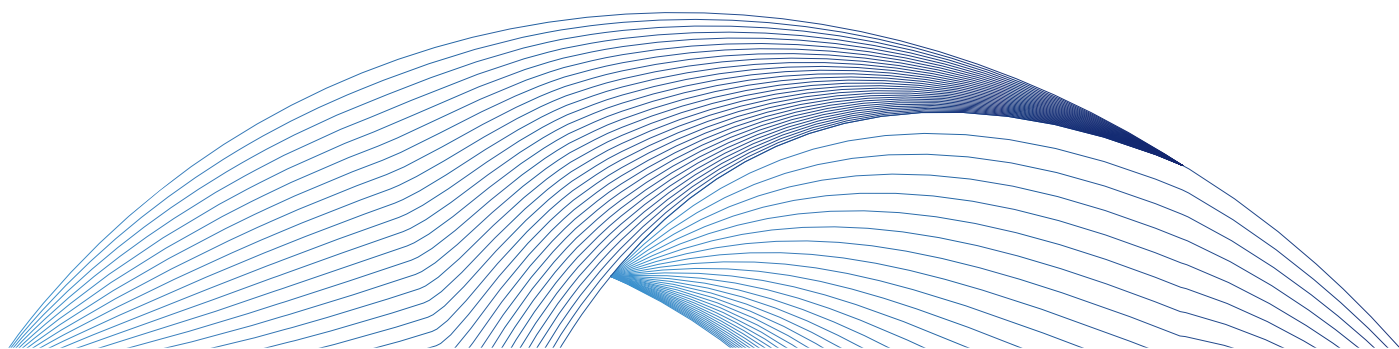
- в минимальном варианте (работы по пп.7.1 и 7.2): 10 ячеек (со средней скоростью набора дозы 29 сна/год, или ~ 700 снахл/год. В предположении, что объем одной облучательной ячейки – 2,28 л. Дальнейшее уменьшение запроса возможно при уменьшении объема исследований;

- в максимальном варианте (работы по п.7.1 –7.3):– 12 ячеек (со средней скоростью набора дозы 29 сна/год, или ~800 снахл/год).

В активной зоне МБИР начального периода эксплуатации (без петлевых каналов) можно разместить 21 облучательную ячейку в активной зоне и 14 ячеек на месте периферийных петлевых каналов.

Облучательные возможности активной зоны ~ 1200 снахл/год, с учетом ячеек двух периферийных петлевых каналов - 1300 снахл/год.

Дальнейшее увеличение облучательных возможностей МБИР возможно при использовании ячеек в боковом экране. Таким образом, российские исследования на начальном этапе могут занимать от 50 до 70% облучательных возможностей МБИРа.



## 8. ПРОГРАММА РАБОТ НА НАЧАЛЬНОЙ СТАДИИ ЭКСПЛУАТАЦИИ В ПЕРИОД С 2028 ПО 2033 ГГ. В ИНТЕРЕСАХ РОССИЙСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ ЗАКАЗЧИКОВ С УЧЕТОМ ПЕРЕНОСА ИССЛЕДОВАНИЙ С РЕАКТОРА БОР-60 НА МБИР (АО «ГНЦ НИИАР»).

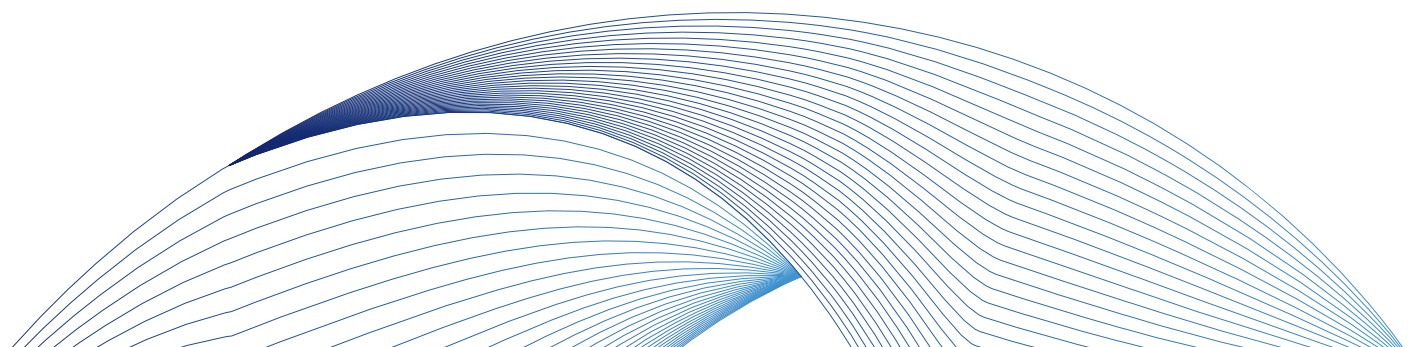
После энергетического пуска реактора МБИР и достижения стабильной эксплуатации на номинальном уровне мощности в эксплуатацию планируется провести отработку методик, проведение методических экспериментов и комплексных исследований нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик экспериментальных устройств для непрерывного продолжения экспериментальных исследований, начатых в реакторе БОР-60. Основная тематика данных исследований - продолжение испытаний материалов и топлива в рамках проекта «Прорыв», так же по зарубежным контрактам с KAERI – Ю.Корея, СЕА – Франция.

### 8.1. Материаловедческий пакет (МП) реактора МБИР.

Конструкция материаловедческого пакета для облучения материалов и изделий в активной зоне и боковом экране реактора МБИР выполнена в 4-х исполнениях для различных сред облучения. При его разработке использован опыт аналогичных изделий, применяемых в реакторе БОР-60. Это позволяет после завершения эксплуатации реактора БОР-60 «перенести» испытания материалов и изделий в реактор МБИР без существенных технических и технологических ограничений.

### 8.2. Активная зона реактора МБИР.

Поперечный разрез активной зоны МБИР с обозначением ячеек представлен на *Рисунке 8.2*. Синим цветом показаны места размещения материаловедческих пакетов. Так как на начальном этапе петлевые устройства отсутствуют, эти места будут заняты ТВС и материаловедческими пакетами. Планируется на первоначальном этапе задействовать 21 ячейку активной зоны реактора МБИР.



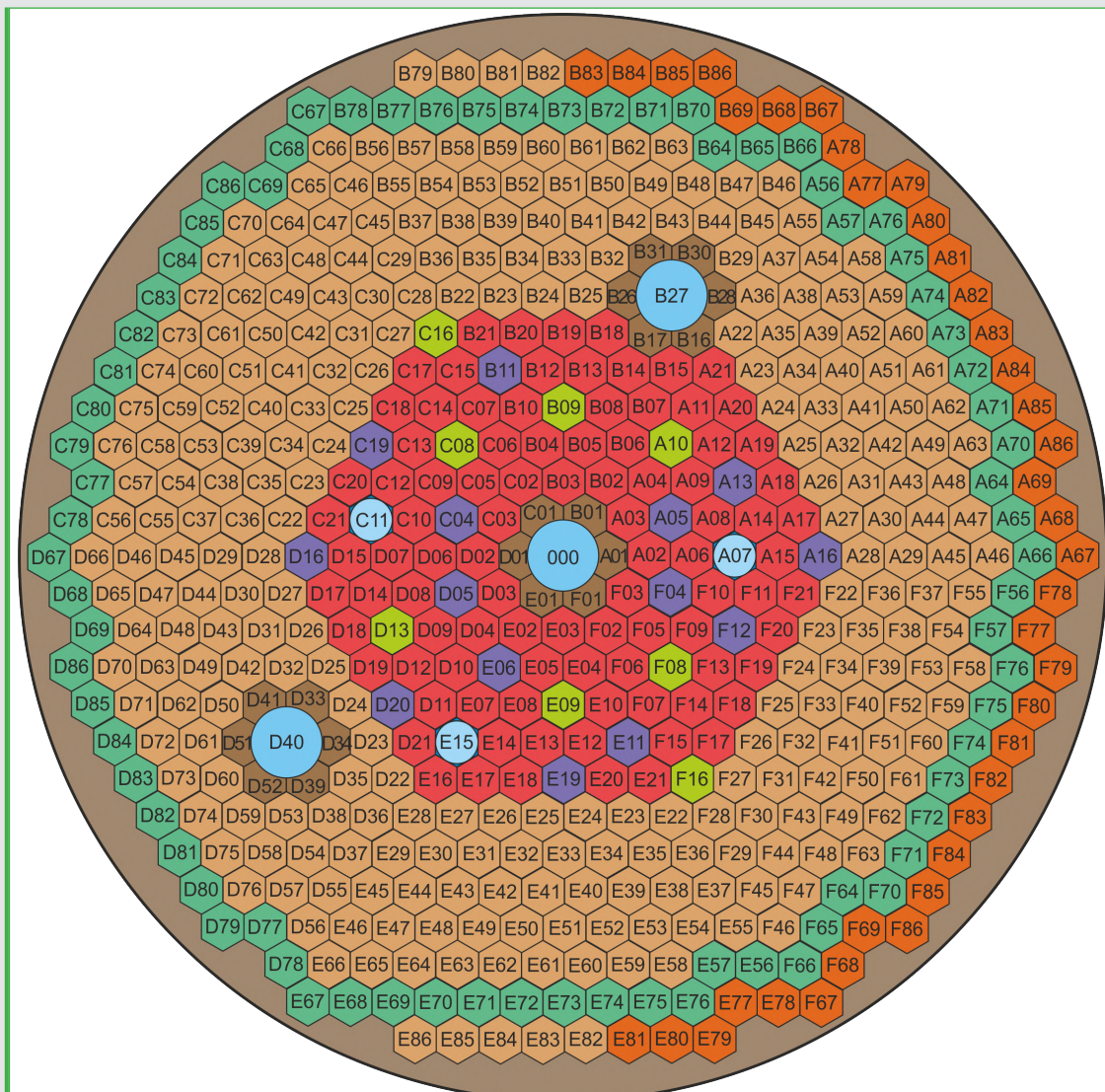


Рисунок 8.2 - Картограмма активной зоны реактора МБИР

- Тепловыделяющая сборка
- Рабочий орган СУЗ
- Сборка бокового экрана
- Сборка защиты внутриреакторного хранилища
- Ячейка внутриреакторного хранилища
- Материаловедческая сборка
- Экспериментальный канал
- Петлевой канал



**Таблица 8.1** - Характеристики экспериментальных ячеек и их планируемое использование на начальной стадии эксплуатации реактора МБИР

№	Характеристика экспериментальной ячейки	Плотность потока нейтронов, $10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$	Повреждающая доза, сна/год	Планируемая загрузка
1	000, центральная ячейка с размером под ключ 128 мм	4,88	32,5	Отработка методик высокодозных облучений конструкционных материалов и автономных внутриреакторных петлевых испытаний.
2	B27, периферийная ячейка с размером под ключ 128 мм	2,07	13,8	Отработка методик автономных внутриреакторных петлевых испытаний
3	D40, периферийная ячейка с размером под ключ 128 мм	1,27	8,5	Отработка методик автономных внутриреакторных петлевых испытаний и наработка изоопов
4	A07, ячейка активной зоны с размером под ключ 72 мм	3,95	26,3	Экспериментальная ТВС с топливом на основе (UPu)N для ядерных реакторов типа БН-1200
5	C11, ячейка активной зоны с размером под ключ 72 мм	3,62	24,1	Экспериментальная ТВС с топливом на основе (UPu)N для ядерных реакторов типа БН-1200
6	E11, ячейка активной зоны с размером под ключ 72 мм	3,44	22,9	Экспериментальная ТВС с топливом на основе сплавов U-Zr для ядерных реакторов типа SFR, KAERI – Ю. Корея
7	E19, ячейка активной зоны с размером под ключ 72 мм	2,97	19,8	Экспериментальная ТВС с топливом на основе сплавов U-Zr для ядерных реакторов типа SFR, KAERI – Ю. Корея

## 9. ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ РАБОТ НА МБИРе

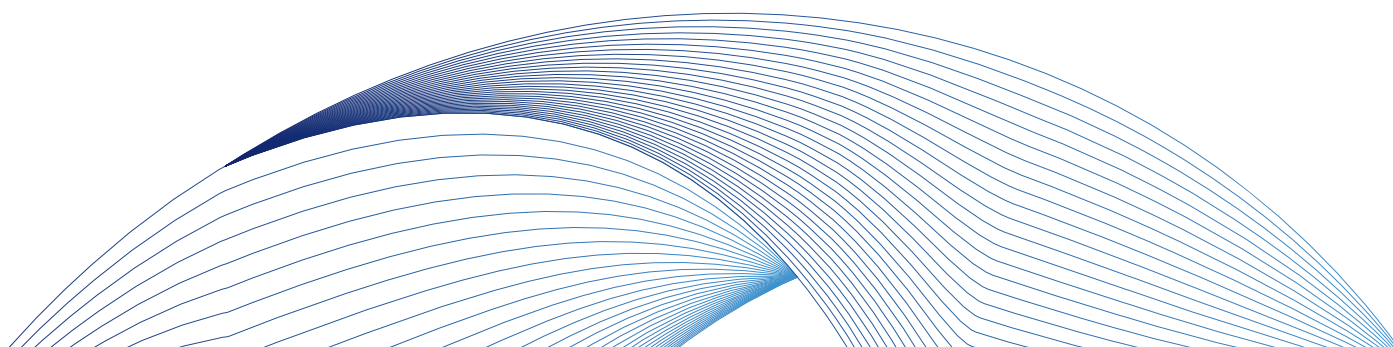
Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<b>9.1 Исследования характеристик перспективных топливных материалов</b>			
<b>9.1.1</b> Изучение распухания и газовыделения (UPu)N топлива в зависимости от состава, пористости, температуры, выгорания.	2028 - 2040	Обоснование работоспособности и безопасности топлива на основе (UPu)N для ядерных реакторов типа БРЕСТ-300, БН-1200.	Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива, облученного в различных условиях для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС.
<b>9.1.2</b> Внутриреакторные исследования ползучести (UPu)N топлива в зависимости от состава, пористости, температуры, выгорания.	2028 - 2040	Обоснование работоспособности и безопасности топлива на основе (UPu)N для ядерных реакторов типа БРЕСТ-300, БН-1200.	Расширение баз данных о свойствах ядерного топлива, облученного в различных условиях. Выработка соответствующих рекомендаций.
<b>9.1.3</b> Исследование теплопроводности облученных до различных выгораний (UPu)N топлива в зависимости от состава, пористости, температуры, выгорания.	2028 - 2040	Обоснование работоспособности тепловыделяющих элементов для ядерных реакторов БРЕСТ-300, БН-1200	Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива, облученного в различных условиях для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций.
<b>9.1.4</b> Реакторные испытания регенерированного топлива различной степени очистки (от $10^8$ до $10^2$ раз).	2028 - 2040	Обеспечение исследований по разработке технологий регенерации топлива	Создание безопасных и эффективных технологий переработки ядерного топлива. Повышение технико-экономических характеристик при производстве регенерированного топлива.

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.1.5</b> Исследования тепловыделяющих элементов при глубоких выгораниях с различными видами (UPu) N и технологиями его изготовления.</p>	<p>2033 - 2040</p>	<p>Обоснование выгорания 15÷20 % т.а. с нитридным смешанным топливом ядерных реакторов на быстрых нейтронах БРЕСТ-300, БН-1200. В перспективе разработка ядерных реакторов с металлическим топливом.</p>	<p>Повышение технико-экономических характеристик АЭС.</p>
<p><b>9.1.6</b> Внутриреакторные исследования характеристик (газовыделения, теплопроводности, распухания, ползучести) композитного керамического топлива на основе (U,Pu)C.</p>	<p>2028 – 2040</p>	<p>Реакторные исследования новых видов топливных материалов для перспективных ядерных реакторов.</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива, облученного в различных условиях для его аттестации и разработки расчётных кодов. Создание новых топливных материалов для высокотемпературных реакторов.</p>
<p><b>9.1.7</b> Исследования тепловыделяющих элементов с композитным керамическим топливом на основе (U,Pu)C и с керамическим покрытием SiC.</p>	<p>2028 – 2040</p>	<p>Реакторные исследования новых видов топливных и оболочечных материалов и конструкций тепловыделяющих элементов для высокотемпературных реакторов. Обоснование работоспособности тепловыделяющих элементов для ядерных реакторов с гелиевым теплоносителем.</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах новых видов материалов и конструкций тепловыделяющих элементов для высокотемпературных реакторов, облученных в различных условиях для его аттестации и разработки расчётных кодов. Создание новых конструкций твэлов для высокотемпературных реакторов</p>



Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<b>9.1.8</b> Испытания ядерного МОХ-топлива с нанодобавками (20÷40 нм UO <sub>2</sub> ) и крупно-кристаллической структурой (35÷40 мкм) с контролируемой пористостью.	2028 - 2040	Обоснование работоспособности тепловыделяющих элементов	Увеличение глубины выгорания топлива.
<b>9.1.9</b> Внутриреакторные исследования характеристик (газовыделения, теплопроводности, рапухания, ползучести) плотного металлического топлива на основе сплавов (U-Zr, U-Mo)	2028 – 2040	Реакторные исследования плотного металлического топлива на основе сплавов (U-Zr, U-Mo) и конструкций тепловыделяющих элементов на их основе для быстрых реакторов с натриевым теплоносителем типа БН-1200.	Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива, облученного в различных условиях для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС. Создание новых топливных композиций и конструкций твэлов для натриевых быстрых реакторов.
<b>9.1.10</b> Испытания экспериментальных твэлов различных конструкций с плотным металлическим топливом на основе сплавов (U-Zr, U-Mo).	2028 – 2040	Реакторные исследования различных конструкций тепловыделяющих элементов на основе плотного металлического топлива (U-Zr, U-Mo) для быстрых реакторов с натриевым теплоносителем типа БН-1200.	Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС. Создание новых топливных композиций и конструкций твэлов для натриевых быстрых реакторов.

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.1.11</b> Испытания тепловыделяющих элементов с различными видами плотного топлива, содержащих минорактиниды.</p>	<p>2028-2033</p>	<p>Обоснование работоспособности изделий, обеспечивающих выгорание долгоживущих и высокоактивных радионуклидов.</p>	<p>Создание базы данных о свойствах нового ядерного топлива. Утилизация высокоактивных и долгоживущих радиоизотопов.</p>
<p><b>9.2 Испытания тепловыделяющих элементов с перспективными видами топлива в переходных, циклических и аварийных режимах</b></p>			
<p><b>9.2.1</b> Исследование поведения тепловыделяющих элементов с (UPu) O2 топливом при переходных режимах эксплуатации.</p>	<p>2030-2040</p>	<p>Выбор и обоснование режимов эксплуатации реакторов, получение данных для совершенствования конструкции и технологии изготовления тепловыделяющих элементов с целью достижения глубоких выгораний и использования в режиме суточного регулирования мощности АЭС</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива, облученного в различных условиях для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС.</p>



Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.2.2</b> Исследование поведения тепловыделяющих элементов с (URu) N топливом при моделировании режимов эксплуатации с ухудшением теплоотвода (снижение и потеря расхода, увеличение температуры теплоносителя).</p>	2033-2040	<p>Обоснование безопасной эксплуатации реакторов, получение данных для усовершенствования конструкции и технологии изготовления тепловыделяющих элементов в режимах эксплуатации с ухудшением теплоотвода (снижение и потеря расхода, увеличение температуры теплоносителя и т.п.).</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива в режимах эксплуатации с ухудшением теплоотвода (снижение и потеря расхода, увеличение температуры теплоносителя) для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС.</p>
<p><b>9.2.3</b> Исследование поведения тепловыделяющих элементов с (URu) N топливом при моделировании режимов эксплуатации со скачкообразным изменением мощности вследствие несанкционированного ввода положительной реактивности.</p>	2033-2040	<p>Обоснование безопасной эксплуатации реакторов в режимах эксплуатации со скачкообразным изменением мощности вследствие несанкционированного ввода положительной реактивности для его аттестации и разработки расчётных кодов.</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива, облученного в режимах эксплуатации со скачкообразным изменением мощности вследствие несанкционированного ввода положительной реактивности для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС.</p>



Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.2.4</b> Исследование поведения тепловыделяющих элементов с плотным металлическим топливом на основе сплавов (U-Zr, U-Mo) при переходных режимах эксплуатации.</p>	2033-2040	Выбор и обоснование режимов эксплуатации реакторов, получение данных для усовершенствования конструкции и технологии изготовления тепловыделяющих элементов с целью достижения глубоких выгораний и использования в режиме суточного регулирования мощности АЭС.	Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива, облученного в различных условиях для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС.
<p><b>9.2.5</b> Исследование поведения тепловыделяющих элементов с плотным металлическим топливом на основе сплавов (U-Zr, U-Mo) при моделировании режимов эксплуатации с ухудшением теплоотвода (снижение и потеря расхода, увеличение температуры теплоносителя и т.п.).</p>	2033-2040	Обоснование безопасной эксплуатации реакторов, получение данных для усовершенствования конструкции и технологии изготовления тепловыделяющих элементов в режимах эксплуатации с ухудшением теплоотвода (снижение и потеря расхода, увеличение температуры теплоносителя).	Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного в режимах эксплуатации с ухудшением теплоотвода (снижение и потеря расхода, увеличение температуры теплоносителя.) для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС.
<p><b>9.2.6</b> Исследование поведения тепловыделяющих элементов с плотным металлическим топливом на основе сплавов (U-Zr, U-Mo и т.п.) при моделировании режимов эксплуатации с скачкообразным изменением мощности вследствие несанкционированного ввода положительной реактивности.</p>	2033-2040	Обоснование безопасной эксплуатации реакторов в режимах эксплуатации со скачкообразным изменением мощности вследствие несанкционированного ввода положительной реактивности для его аттестации и разработки расчётных кодов.	Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива, облученного в режимах эксплуатации со скачкообразным изменением мощности вследствие несанкционированного ввода положительной реактивности для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкции тепловыделяющих элементов и ТВС .

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.2.7</b></p> <p>Исследование поведения тепловыделяющих элементов с композитным керамическим топливом на основе (U,Pu)C и с керамическим покрытием SiC при переходных режимах эксплуатации.</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Выбор и обоснование режимов эксплуатации реакторов, получение данных для усовершенствования конструкции и технологии изготовления тепловыделяющих элементов с целью достижения глубоких выгораний и использования в режиме суточного регулирования мощности АЭС.</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива, облученного в различных условиях для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС.</p>
<p><b>9.2.8</b></p> <p>Исследование поведения тепловыделяющих элементов с композитным керамическим топливом на основе (U,Pu)C и с керамическим покрытием SiC при моделировании режимов эксплуатации с ухудшением теплоотвода (снижение и потеря расхода, увеличение температуры теплоносителя).</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Обоснование безопасной эксплуатации реакторов, получение данных для усовершенствования конструкции и технологии изготовления тепловыделяющих элементов в режимах эксплуатации с ухудшением теплоотвода (снижение и потеря расхода, увеличение температуры теплоносителя и т.п.).</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного в режимах эксплуатации с ухудшением теплоотвода (снижение и потеря расхода, увеличение температуры теплоносителя) для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС.</p>

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.2.9</b> Исследование поведения тепловыделяющих элементов с композитным керамическим топливом на основе (U,Pu)C и с керамическим покрытием SiC при моделировании режимов эксплуатации с скачкообразным изменением мощности вследствие несанкционированного ввода положительной реактивности.</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Обоснование безопасной эксплуатации реакторов в режимах эксплуатации со скачкообразным изменением мощности вследствие несанкционированного ввода положительной реактивности для его аттестации и разработки расчётных кодов.</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах ядерного топлива, облученного в режимах эксплуатации со скачкообразным изменением мощности вследствие несанкционированного ввода положительной реактивности для его аттестации и разработки расчётных кодов. Выработка рекомендаций по совершенствованию технологий изготовления материала и конструкциям тепловыделяющих элементов и ТВС</p>
<p><b>9.3 Испытания перспективных конструкционных материалов</b></p>			
<p><b>9.3.1</b> Высокодозные облучения (более 110 сна) в сборно-разборных устройствах перспективных оболочечных материалов (ферритно-мартенситных и аустенитных сталей) при температурах (350÷700) °С для исследования механических свойств, набухания, радиационной ползучести.</p>	<p>2028-2040</p>	<p>Обоснование работоспособности оболочек твэлов и элементов ВКУ на основе новых ферритномартенситных и аустенитных сталей более 110 сна. Повышение кампании топлива до 5÷10 лет, повышение коэффициента использования установленной мощности. Обеспечение ресурса несменяемых реакторных компонентов в 50÷60 лет.</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах новых ферритно-мартенситных и аустенитных сталей для их аттестации и разработки расчётных кодов. Расширение баз данных о свойствах материалов.</p>



Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.3.2</b> Внутриреакторные исследования длительной прочности и ползучести перспективных ферритно-мартенситных и аустенитных сталей при температурах 350÷700 °С.</p>	<p>2028-2040</p>	<p>Обоснование работоспособности оболочек твэлов и элементов ВКУ на основе новых ферритно-мартенситных и аустенитных сталей до достижения 170 сна. Повышение кампании топлива до 5÷10 лет, повышение коэффициента использования установленной мощности. Обеспечение ресурса несменяемых реакторных компонентов в 50÷60 лет.</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах новых ферритно-мартенситных и аустенитных сталей для их аттестации и разработки расчётных кодов. Расширение баз данных о свойствах материалов.</p>
<p><b>9.3.3</b> Внутриреакторные исследования деформационной способности и охрупчивания перспективных ферритно-мартенситных и аустенитных сталей при температурах 350÷700 °С и различных скоростях нагружения.</p>	<p>2028-2040</p>	<p>Обоснование работоспособности оболочек твэлов и элементов ВКУ на основе новых ферритно-мартенситных и аустенитных сталей до достижения 170 сна. Повышение кампании топлива до 5÷10 лет, повышение коэффициента использования установленной мощности. Обеспечение ресурса несменяемых реакторных компонентов в 50÷60 лет</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах новых ферритно-мартенситных и аустенитных сталей для их аттестации и разработки расчётных кодов. Расширение баз данных о свойствах материалов.</p>

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.3.4</b> Высокодозные облучения до 170 сна специальных жаростойких материалов, работоспособных при температурах (750÷950) °С и при температурах (1000÷1100) °С для исследования их механических свойств, распухания, радиационной ползучести, длительной прочности; исследование деградации углеграфитовых материалов.</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Исследование радиационной стойкости специальных жаростойких материалов для использования в реакторах для производства водородного топлива и других новых технологических процессов. Повышение термического коэффициента полезного действия, в том числе при переходе к газовому теплоносителю – рабочему телу.</p>	<p>Получение экспериментальных данных о свойствах специальных жаростойких материалов для их аттестации и разработки расчётных кодов. Расширение баз данных о свойствах материалов.</p>
<p><b>9.3.5</b> Высокодозные облучения и исследования новых малопоглощающих, коррозионно-стойких материалов, в том числе на основе карбида кремния и перспективных керамик, работоспособных при давлениях 25÷30 МПа и температурах 570÷580 °С с целью определения их радиационной стойкости.</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Исследование радиационной стойкости новых малопоглощающих, коррозионно-стойких материалов, в том числе на основе карбида кремния и перспективных керамик для обоснования выбора оптимального материала оболочек тепловыделяющих элементов реакторов со сверхкритическими параметрами типа ВВЭР-СКД.</p>	<p>Получение экспериментальных данных о новых малопоглощающих, коррозионно-стойких материалов, в том числе на основе карбида кремния и перспективных керамик для их аттестации и разработки расчётных кодов. Расширение баз данных о свойствах материалов.</p>

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.3.6</b> Исследования радиационножаро- и коррозионно-стойких (по отношению к литиевому теплоносителю) материалов. Ресурсные испытания материалов первой стенки, бланкета, экспериментальных модулей термоядерного реактора.</p>	2033-2040	Исследование радиационной стойкости, выбор и обоснование оптимального варианта конструкционных материалов литиевого контура, первой стенки и бланкета термоядерного реактора.	Получение экспериментальных данных радиационно-, жаро- и коррозионно-стойких (по отношению к литиевому теплоносителю) материалов для их аттестации и разработки расчётных кодов. Расширение баз данных о свойствах материалов.
<p><b>9.3.7</b> Испытания оболочек из ванадиевых сплавов с различными покрытиями.</p>	2033-2040	Обоснование радиационной и коррозионной стойкости оболочек теплоделяющих элементов ядерных реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Повышение жаропрочности оболочек.	Расширение баз данных о свойствах материалов. Повышение техникоэкономических характеристик теплоделяющих элементов БН-реакторов.
<p><b>9.3.8</b> Испытания образцов материалов из стали типа ЭП-823 до высоких повреждающих доз для исследований механических характеристик.</p>	2033-2040	Экспериментальное обоснование работоспособности элементов ВКУ реакторов с тяжёлым металлическим теплоносителем типа БРЕСТ-300.	Получение экспериментальных данных сталей типа ЭП-823 для их аттестации и разработки расчётных кодов. Расширение баз данных о свойствах материалов.



Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.3.9</b> Испытания нанодисперсных материалов конструкционного и функционального назначения, ферритно-мартенситных сталей дисперсионно-упрочненных оксидами (ДУО).</p>	2033-2040	<p>Экспериментальные исследования в обоснование создания нового класса радиационно-стойких материалов с повышенной жаропрочностью при 700 °С и стабильностью размеров до повреждающих доз 170 сна</p>	<p>Получение экспериментальных данных сталей типа ЭП-823 для их аттестации и разработки расчётных кодов. Увеличение выгорания топлива до 18÷20 % без снижения параметров теплоносителя ядерных реакторов на быстрых нейтронах.</p>
<p><b>9.3.10</b> Испытания нанокompозитных покрытий на основе TiCrNi/Ni-Cr-Fe-Si-B и TiAlN/Ni-Cr-Fe-Si-B.</p>	2033-2040	<p>Высокодозные экспериментальные исследования характеристик нанокompозитных покрытий в обоснование повышения коррозионной стойкости и износостойкости оболочечных материалов для органов СУЗ.</p>	<p>Расширение баз данных о свойствах материалов. Увеличение ресурсных характеристик, надежности и безопасности эксплуатации подвижных органов СУЗ ядерных реакторов различного типа.</p>
<p><b>9.3.11</b> Испытания корпусных и внутрикорпусных сталей для перспективных тепловых ядерных реакторов.</p>	2033-2040	<p>Высокодозные экспериментальные исследования перспективных корпусных и внутрикорпусных сталей для обоснования длительного ресурса (более 80 лет) АЭС с тепловыми реакторами.</p>	<p>Расширение баз данных о свойствах материалов. Повышение технико-экономических характеристик АЭС.</p>

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<b>9.4 Испытания поглощающих, замедляющих и композиционных материалов для инновационных ядерных реакторов</b>			
<b>9.4.1</b> Испытания макетов стержней СУЗ с гидридом гафния (HfHx) разного состава, стехиометрии и технологии изготовления в стационарных и аварийных условиях эксплуатации.	2033-2040	Обоснование радиационной стойкости поглощающих сердечников и стержней СУЗ с повышенным ресурсом для реакторов на перспективных реакторах на быстрых нейтронах.	Получение экспериментальных данных о свойствах гидрида гафния (HfHx) разного состава, стехиометрии и технологии при различных условиях для их аттестации и разработки расчётных кодов. Увеличение времени эксплуатации стержней СУЗ с 2-3 лет до 8-10 лет
<b>9.4.2</b> Испытания макетов двух целевых разборных стержней СУЗ на основе поглощающей композиции $\text{Eu}_2\text{O}_3 + \text{Co}$ лувушечного типа до высоких повреждающих доз в стационарных и аварийных условиях эксплуатации.	2033-2040	Обоснование работоспособности стержней СУЗ, которые после длительной эксплуатации будут утилизированы путем извлечения вкладышей поглощающего сердечника и изготовления мощных гамма-источников.	Увеличение времени эксплуатации стержней СУЗ в реакторах на быстрых нейтронах, включая БН-600, БН-800, БН-1200, с 2÷3 лет до 8÷10 лет и создание гамма-источников с удельной активностью более 100 Ки/г с повышенными технико-экономическими характеристиками, утилизация высокоактивных отходов в виде отработавших в ядерных реакторах стержней СУЗ.
<b>9.4.3</b> Испытания макетов стержней СУЗ и облучательных устройств с блоком замедлителя из $^{11}\text{B}_4\text{C}$ до высоких повреждающих доз.	2033-2040	Обоснование радиационной стойкости блока замедлителя и работоспособности стержней СУЗ с повышенной физической эффективностью ядерных реакторов на быстрых нейтронах.	Повышение физической эффективности стержней СУЗ, уменьшение количества поглощающих материалов в изделии, возможность наработки радиоизотопов.

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.4.4</b> Испытания макетов стержней СУЗ с гафнатами редкоземельных элементов (<math>\text{Ln}_2\text{O}_3+\text{HfO}_2</math>, где Ln-Dy, Eu, Gd, Er) различного состава и технологии изготовления до высоких повреждающих доз в стационарных и аварийных условиях ядерных реакторов различного типа.</p>	2033-2040	Обоснование радиационной стойкости поглощающих сердечников при достижении повреждающих доз 170 сна.	Получение экспериментальных данных о свойствах гафнатов редкоземельных элементов ( $\text{Ln}_2\text{O}_3+\text{HfO}_2$ , где Ln-Dy, Eu, Gd, Er) при различных условиях для их аттестации и разработки расчётных кодов. Увеличение времени эксплуатации стержней СУЗ ядерных реакторов на тепловых нейтронах с 10 до 25÷30 лет.
<p><b>9.4.5</b> Испытания композиционных материалов типа SiC- SiC, В<sub>4</sub>С с графитовыми нано- трубками, BN с пироуглеродом при высоких температурах и повреждающих дозах.</p>	2033-2040	Изучение радиационной стойкости новых композиционных поглощающих материалов с заданными эксплуатационными свойствами, облученных до повреждающих доз 170 сна.	Получение экспериментальных данных о свойствах материалов типа SiC-SiC, В <sub>4</sub> С с графитовыми нано- трубками, BN с пироуглеродом при различных условиях для их аттестации и разработки расчётных кодов. Увеличение времени эксплуатации элементов активных зон ядерных реакторов.
<p><b>9.4.6</b> Испытания наноструктурированных дисперсионно-упрочненных образцов бористой стали (до 2 % В) различных размеров и геометрии до высоких повреждающих доз.</p>	2033-2040	Изучение радиационной стойкости новых композиционных материалов с заданными эксплуатационными свойствами.	Увеличение эксплуатационных характеристик стержней СУЗ и других элементов активных зон, включая нейтронную защиту корпусов ядерных реакторов.

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<b>9.4.7</b> Испытания пористого бериллия различной технологии изготовления.	2033-2040	Изучение радиационной стойкости пористого бериллия различной технологии изготовления, обоснование работоспособности изделий.	Получение экспериментальных данных о свойствах пористого бериллия различной технологии изготовления при различных условиях для их аттестации и разработки расчётных кодов. Увеличение эксплуатационных характеристик бланкета и стенки ТЯР, замедляющих блоков исследовательских ядерных реакторов.
<b>9.5 Исследование новых и модифицированных жидкометаллических теплоносителей и жидкосолевых композиций</b>			
<b>9.5.1</b> Экспериментальные исследования технологии свинцового теплоносителя в петлевой установке с моделированием условий эксплуатации активных зон перспективных реакторов.	2031-2040	Разработка средств и методов, обеспечивающих содержание примесей, активации контурного оборудования реакторов типа БРЕСТ.	Совершенствование режимов эксплуатации. Повышение надежности и безопасности эксплуатации реактора БРЕСТ-300.
<b>9.5.2</b> Экспериментальные исследования технологии свинцово-висмутового теплоносителя в петлевой установке с моделированием условий эксплуатации активных зон перспективных реакторов.	2031-2040	Разработка средств и методов, обеспечивающих содержание примесей, активации контурного оборудования реакторов типа СВБР.	Совершенствование режимов эксплуатации. Повышение надежности и безопасности эксплуатации реактора СВБР-100.



Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.5.3</b> Экспериментальные исследования технологии жидкосолевых топливных композиций для бланкетов ТИН и реакторов выжигателей МА в петлевой установке с моделированием условий эксплуатации бланкетов ТИН и активных зон перспективных реакторов.</p>	2033-2040	Разработка средств и методов, обеспечивающих содержание примесей, активации контурного оборудования реакторов с жидкосолевых топливных композиций для бланкетов ТИН и реакторов выжигателей МА.	Получение экспериментальных данных по технологии жидкосолевого теплоносителя для разработки контурного оборудования и средств контроля.
<p><b>9.5.4</b> Экспериментальные исследования технологии гелиевого теплоносителя в петлевой установке с моделированием условий эксплуатации активных зон перспективных реакторов.</p>	2035-2040	Разработка средств и методов, обеспечивающих содержание примесей, активации контурного оборудования высокотемпературных реакторов с газовым теплоносителем.	Получение экспериментальных данных по технологии жидкосолевого теплоносителя для разработки контурного оборудования и средств контроля.
<p><b>9.6 Ресурсные испытания новых типов оборудования для инновационных ядерных реакторов</b></p>			
<p><b>9.6.1</b> Испытания макетов контурного нового типа оборудования, датчиков и приборов контроля реакторов со свинцовым теплоносителем.</p>	2031-2038	Получение экспериментальных данных о характеристиках работоспособности нового типа оборудования, датчиков и приборов для реакторов со свинцовым теплоносителем.	Получение экспериментальных данных для создания нового типа оборудования, датчиков и приборов контроля. Повышение надежности и безопасности эксплуатации реакторов типа БРЕСТ-300.

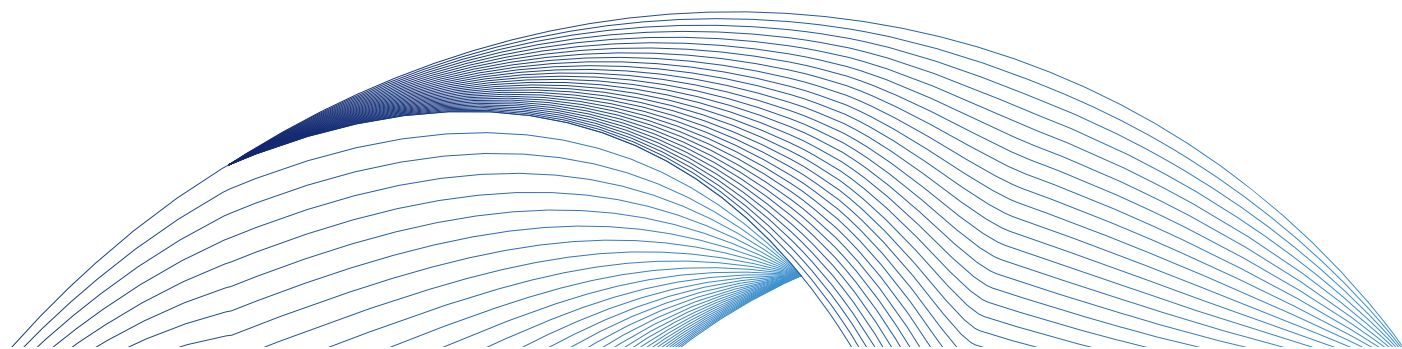
Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<b>9.6.2</b> Испытания макетов контурного нового типа оборудования, датчиков и приборов контроля реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем.	2031-2040	Получение экспериментальных данных о характеристиках работоспособности нового типа оборудования, датчиков и приборов для реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем.	Получение экспериментальных данных для создания нового типа оборудования, датчиков и приборов контроля. Повышение надежности и безопасности эксплуатации реакторов типа СВБР.
<b>9.6.3</b> Испытания макетов контурного оборудования, датчиков и приборов контроля реакторов с жидкосолевым теплоносителем.	2031-2040	Получение экспериментальных данных о характеристиках работоспособности нового типа оборудования, датчиков и приборов для реакторов с жидкосолевым теплоносителем.	Получение экспериментальных данных для создания оборудования, датчиков и приборов контроля реакторов с жидкосолевым теплоносителем.
<b>9.7 Проведение физических, материаловедческих, теплогидравлических и других исследований для верификации расчетных кодов.</b>			
<b>9.7.1</b> 1 Проведение калибровочных модельных экспериментов для мультимасштабного моделирования поведения макетов элементов активных зон реакторов со свинцовым теплоносителем в различных условиях эксплуатации.	2033-2040	Получение экспериментальных данных для разработки интегральных кодов по моделированию активных зон реакторов со свинцовым теплоносителем в различных условиях эксплуатации	Создание и верификация интегральных кодов по моделированию активных зон реакторов со свинцовым теплоносителем в различных условиях эксплуатации.

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.7.2</b> Проведение калибровочных модельных экспериментов для мультимасштабного моделирования поведения макетов элементов активных зон реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем в различных условиях эксплуатации.</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Получение экспериментальных данных для разработки интегральных кодов по моделированию активных зон реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем в различных условиях эксплуатации.</p>	<p>Создание и верификация интегральных кодов по моделированию активных зон реакторов со свинцово-висмутовым теплоносителем в различных условиях эксплуатации.</p>
<p><b>9.7.3</b> Проведение калибровочных модельных экспериментов для мультимасштабного моделирования поведения макетов элементов активных зон реакторов с натриевым теплоносителем в различных условиях эксплуатации.</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Получение экспериментальных данных для разработки интегральных кодов по моделированию активных зон реакторов с натриевым теплоносителем в различных условиях эксплуатации.</p>	<p>Создание и верификация интегральных кодов по моделированию активных зон реакторов с натриевым теплоносителем в различных условиях эксплуатации.</p>
<p><b>9.7.4</b> Проведение калибровочных модельных экспериментов для мультимасштабного моделирования поведения макетов элементов активных зон реакторов с жидкосолевым теплоносителем в различных условиях эксплуатации.</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Получение экспериментальных данных для разработки интегральных кодов по моделированию активных зон реакторов с жидкосолевым теплоносителем в различных условиях работы.</p>	<p>Создание и верификация интегральных кодов по моделированию активных зон реакторов с жидкосолевым теплоносителем в различных условиях эксплуатации.</p>

Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<b>9.8 Прикладные экспериментальные работы с использованием реакторного излучения</b>			
<b>9.8.1</b> Экспериментальные исследования в обоснование технологий нейтронной терапии.	2033-2040	Экспериментальное обоснование и разработка технологий нейтронной терапии.	Создание технологий нейтронной терапии и организация практического использования нейтронных пучков для медицинских целей.
<b>9.8.2</b> Испытания облучательных устройств ловушечного типа для наработки различных радиоизотопов с низкими сечениями захвата нейтронов.	2033-2040	Разработка технологий наработки радионуклидов с низкими сечениями захвата нейтронов.	Организация производства радионуклидов с низкими сечениями захвата нейтронов.
<b>9.8.3</b> Создание усовершенствованных технологий и наработка $^{60}\text{Co}$ , $^{153}\text{Gd}$ , $^{89}\text{Sr}$ , $^{63}\text{Ni}$ в боковом экране реактора МБИР.	2033-2040	Экспериментальное обоснование и разработка технологий наработки радионуклидов $^{153}\text{Gd}$ , $^{89}\text{Sr}$ , $^{62}\text{Ni}$ , $^{60}\text{Co}$ .	Подготовка лицензионных соглашений на технологии. Производство радиоизотопов $^{153}\text{Gd}$ , $^{89}\text{Sr}$ , $^{62}\text{Ni}$ , $^{60}\text{Co}$ и источников на их основе.



Наименование НИР	Сроки выполнения, год	Цель работы	Ожидаемый результат
<p><b>9.8.4</b> Экспериментальные исследования в обоснование установки нейтронной радиографии и томографии облучённых материалов и изделий.</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Экспериментальное обоснование и разработка методик нейтронной радиографии и томографии облучённых материалов и изделий.</p>	<p>Исследования облучённых в реакторе МБИР топливных, поглощающих, конструкционных материалов и макетов элементов активных зон реакторов различного типа.</p>
<p><b>9.8.5</b> Ядерное легирование кремния</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Разработка технологий ядерного легирования кремния.</p>	<p>Создание технологий и организация производства по нейтронному легированию кремния до 30 тонн/год.</p>
<p><b>9.8.6</b> Нейтронно-активационный анализ.</p>	<p>2033-2040</p>	<p>Проведение массового многоэлементного анализа биологических, экологических и геологических образцов.</p>	<p>Исследование содержания токсичных элементов в окружающей среде (Fe, Zn, Cr, Sb, W, Sc, La, Yb, Th, Na, Rb, Cs..). Исследования в биотехнологии: новых медицинских препаратов и сорбентов, качество и безопасность продуктов питания.</p>



## 10. ОБОСНОВАНИЕ НЕОБХОДИМОСТИ ОСНАЩЕНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МБИР АВТОНОМНЫМИ ПЕТЛЕВЫМИ УСТАНОВКАМИ.

Для обеспечения надежной и безопасной эксплуатации быстрых реакторов с любым теплоносителем должны быть проведены реакторные испытания различных видов топлива, в том числе с минор-актинидами. Для фактического подтверждения ресурсных характеристик РБН не только в условиях нормальной эксплуатации, но и в аварийных режимах должны быть проведены испытания с отклонениями качества теплоносителя от заданного, испытания твэлов с глубоким маневрированием мощности. Кроме того, технико-экономические характеристики АЭС во многом определяются уровнем температуры теплоносителя на выходе реактора и глубиной выгорания топлива, которые можно представительно обосновать только при комплексном воздействии всех повреждающих факторов в условиях испытаний твэлов в реакторе.

Оставшийся срок службы реактора БОР-60 не позволит проводить длительные ресурсные испытания твэлов РБН с перспективными видами топлива и новыми конструкционными материалами оболочки твэла, в том числе, композито-керамическими, позволяющими обеспечить более высокий уровень температуры теплоносителя, испытания для ве-

рификации аварийных кодов, испытания для термоядерного реактора. Кроме того, испытания в автономных «каналах-петлях», проводившиеся в реакторе БОР-60 и планируемые для реактора МБИР, не позволяют получить важные результаты в связи с ограниченными экспериментальными возможностями и неустойчивым отводом тепла от теплоносителя «канала-петли» к натрию через газовый зазор между трубами в сравнении с полномасштабными автономными петлевыми установками с различными теплоносителями.

Экспериментальная программа НИР для реактора МБИР, предназначенного и для решения задач по обеспечению создания системы ЯЭ, отвечающей принципам устойчивого развития, призвана помочь реализации создания системы ЯЭ, способной эффективно использовать уран 238 и торий 232. Это предполагает создание многокомпонентной системы ЯЭ, в которой наряду с твердотельными реакторами на тепловых и быстрых нейтронах будут присутствовать жидкотопливные реакторы, помогающие эффективно замкнуть ядерный топливный цикл по минор-актинидам и термоядерные источники нейтронов с жидкотопливными бланкетами для наработки урана 233 из тория 232, а также реакторы с газовым теплоносителем для производства водорода и нужд высокотемпературной нефтехимии.

Эксперименты по обоснованию создания соответствующих твердотопливных и жидко-

топливных композиций и соответствующих конструкционных материалов, так же как и для обоснованного выбора режимов работы таких систем лучше всего проводить в специальных петлях для проведения экспериментов с жидкотопливными (жидкосолевыми) композициями или в газовых петлевых автономных установках. На первоначальных этапах исследований возможно проведение облучения капсул с соответствующими топливными композициями и конструкционными материалами. Так же важно в программе исследований предусмотреть эксперименты по обоснованию разработок металлического топлива и топлива с использованием тория.

Потенциальные экспериментальные возможности реактора, в том числе петлевые, должны быть достаточными для проведения экспериментальных исследований по программам развития не только отечественной ядерной индустрии, но также для выполнения работ для зарубежных заказчиков, включая совместные международные проекты в рамках планируемого на базе МБИР международного центра коллективного пользования.

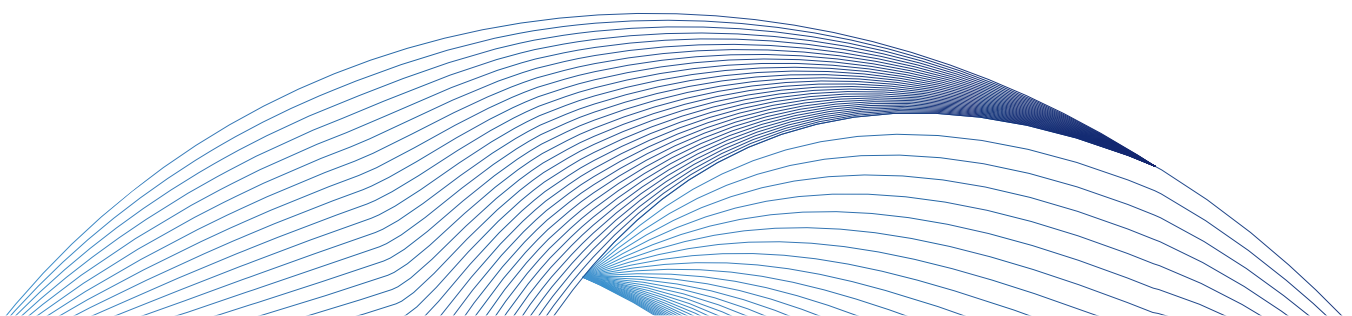
В связи с этим, после пуска и опытной эксплуатации реактора МБИР с внутриреакторными экспериментальными устройствами (инструментированные и неинструментированные каналы) в период до 2028-2030 гг. в соответствии с согласованными частными программами Заказчиков исследований планируется начать

работы по сооружению автономных петлевых установок большой мощности с различными видами теплоносителя для проведения испытаний макетов ТВС с моделированием стационарных переходных и аварийных режимов эксплуатации.

В Техническом задании на разработку МБИР определено, что «в проекте комплекса МБИР должны быть предусмотрены пять боксов для оборудования автономных петлевых установок (ПУ) с пятью различными типами теплоносителя (натрий, свинец, свинец-висмут, газ, расплавы солей.)» для обоснования инновационных реакторов следующего поколения с перспективными видами теплоносителя, топлива и конструкционных материалов в обеспечение решения стратегических задач отрасли.

Кроме того, предполагается, что создание ПУ на МБИР, в совокупности с планируемым к сооружению полифункциональным радиохимическим комплексом, даст возможность комплексного проведения испытаний твэлов и элементов конструкции реакторов IV поколения с различными теплоносителями с последующими исследованиями в «горячих» камерах ГНЦ НИИАР.

Основные требования к автономным ПУ, их характеристики и режимам работы приведены в *Приложении 4*.



## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

---

Для реализации стратегии развития двухкомпонентной атомной энергетики России на период до 2050 года на основе быстрых и тепловых реакторов, а также обоснования технологий замыкания ядерного топливного цикла необходим исследовательский реактор МБИР.

Сооружение многоцелевого исследовательского реактора МБИР планируется завершить и выйти на этап физического пуска к 2027 году, а с 2028 года начать плановые работы по выполнению материаловедческих исследований.

Основным предназначением многоцелевого быстрого исследовательского реактора МБИР является проведение массовых реакторных испытаний инновационных материалов и макетов элементов для ядерно-энергетических систем 4-го поколения, включая реакторы на быстрых нейтронах с замыканием топливного цикла, а также и тепловые реакторы малой и средней мощности.

Потенциальные экспериментальные возможности реактора должны быть достаточными для проведения экспериментальных исследований по программам развития отечественной ядерной индустрии, а также выполнения работ для зарубежных заказчиков, включая совместные международные проекты в рамках планируемого на базе МБИР международного центра коллективного пользования.

Начальный этап работы реактора МБИР предполагает отсутствие петлевых каналов, один из которых (ЦПК) занимает 7 ячеек в центре активной зоны. Использовать все эти ячейки под материаловедческие пакеты нецелесообразно из-за их сильного влияния друг на друга. Чтобы исключить это влияние, предлагается модификация активной зоны МБИР с размещением 3 материаловедческих пакетов в ячейках ЦПК и еще одного

материаловедческого пакета для выравнивания энерговыделения. В результате облучательный объем реактора МБИР на начальном этапе работы увеличивается до 20 ячейки, количество ТВС сокращается с 93 (в проекте) до 85 (на начальном этапе). Соответственно, мощность реактора должна быть снижена до 134 МВт (тепловой).

В предлагаемой модификации активной зоны используется топливо с проектной массовой долей плутония, что обеспечивает безболезненный переход к проектному варианту активной зоны. По этой же причине нейтронный поток и повреждающая доза в материаловедческих пакетах на начальном этапе почти не отличаются от проектных величин.

Скорость набора повреждающей дозы в расположенных в активной зоне материаловедческих пакетах составляет от 16 до 6,7 сна за микрокампанию (100 эфф. сут.). Внутренний объем одного материаловедческого пакета составляет 2300 см<sup>3</sup>.

Дальнейшее увеличение облучательных возможностей МБИРа возможно при использовании ячеек в боковом экране.

Планируется перенести испытания материалов и изделий после вывода из эксплуатации реактора БОР-60 в реактор МБИР в 2025 -2027 гг. Для этого потребуется 20 ячеек активной зоны, из них 10 ячеек для выполнения российских программ и 13 ячеек по действующим международным контрактам с KAERI (Ю. Корея). Таким образом, уже сейчас просматривается 100% загрузка активной зоны реактора МБИР. Имеются небольшие резервы за счет ячеек бокового экрана и увеличения количества ячеек в самой активной зоне с 20 до 27, что потребует увеличения загрузки ТВС и приведет к небольшому снижению скорости набора повреждающей дозы.