

- август 1980 г. — реализована логическая схема аварийной защиты по скорости нарастания уровня мощности по структуре типа «2 из 3»;
- июль 1982 г. — для исключения превышения номинального значения мощности после достижения автоматного уровня дальнейшее ее увеличение осуществляется с помощью задатчика мощности;
- июль 1987 г. — в цепи АЗ завели три прибора защиты по уровню мощности по схеме срабатывания «2 из 3» вместо технически устаревших приборов;
- июль 1987 г. — на площадке реактора смонтирована световая и звуковая сигнализация, предупреждающая персонал, ведущий перегрузку, о вводе в активную зону более двух органов АЗ-КО;
- август 1989 г. — в соответствии с требованиями Правил ПНАЭ Г-7-008-89 по арматуре второго контура чугунные задвижки заменены стальными;
- апрель 2009 г. — доработана схема управления приводами РО АЗ-КО, позволяющая обеспечить возможность разрыва цепи питания двигателей РО с пульта управления реактором.

В 1991–1992 гг. в связи с реконструкцией реактора СМ были проведены работы и по повышению безопасности реактора РБТ-6:

- произведена замена контрольно-измерительных приборов на более современные, обеспечено дублирование линий контроля наиболее важных технологических параметров;
- усовершенствована система СУЗ;
- изменена схема электроснабжения оборудования САОР, обеспечена его запитка от системы бесперебойного питания;
- сооружены две дизельные электростанции, автоматически включающиеся при потере внешнего электроснабжения;
- на линии первого контура установлена задвижка, обеспечивающая отсечение бассейна в случае разрыва напорного трубопровода;
- дренажная труба перелива бассейна оснащена электрифицированным вентилем, позволяющим исключить несанкционированное опорожнение бассейна.

Контакты



Сазонов Сергей Аркадьевич

Главный инженер реакторов СМ-3, РБТ-6

Тел.: +7(842)356-56-55. Факс: +7(842)356-55-92.

E-mail: PAL@niiar.ru

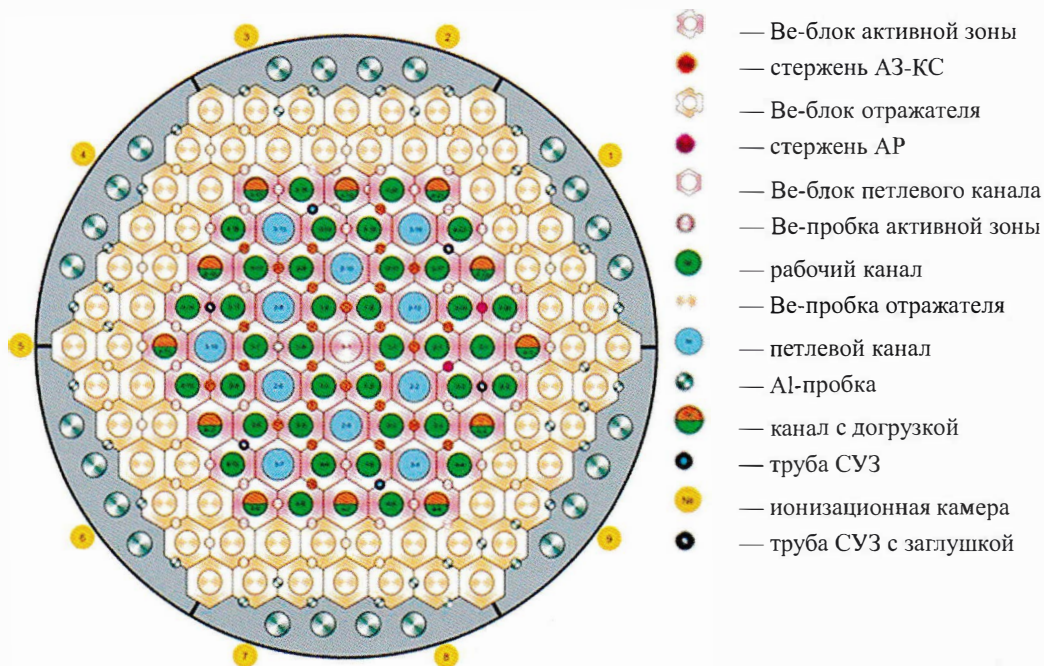
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР МИР.М1

Материаловедческий исследовательский реактор МИР.М1 является уникальной многоцелевой установкой, на которой проводятся испытания конструкционных, топливных и поглощающих материалов, используемых и предполагаемых к применению в атомной отрасли.



Основное здание ректора ИЯУ

Физический пуск исследовательского реактора МИР.М1 состоялся 24.12.1966 г., энергетический пуск — 11.08.1967 г. Фактически экспериментальные исследования на реакторе начались с 1968 г.

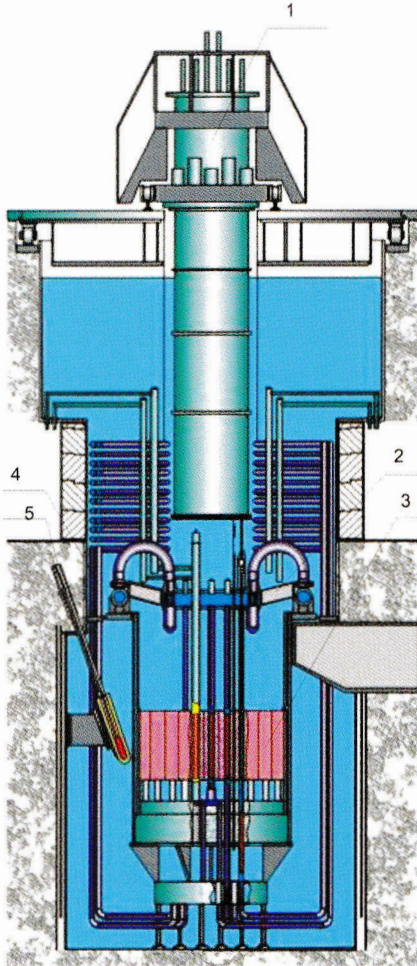


Картограмма активной зоны реактора МИР.М1

По физическим особенностям реактор МИР.М1 — тепловой гетерогенный реактор с замедлителем и отражателем из металлического бериллия. По конструктивным особенностям

стям он является канальным и размещенным в бассейне с водой. Такое конструкторское решение позволило совместить основные преимущества бассейновых и канальных реакторов.

Активная зона формируется в шестигранных блоках бериллиевой кладки, по оси которых установлены прямоточные циркониевые каналы для размещения в них рабочих и экспериментальных ТВС. Ее структура выбрана из условия минимального взаимного влияния соседних испытываемых устройств друг на друга, поскольку режимы их эксплуатации могут существенно отличаться.



Разрез реактора МИР.М1: 1 — площадка приводов СУЗ; 2 — система подводящих коллекторов; 3 — активная зона; 4 — система отводящих трубопроводов; 5 — ионизационная камера

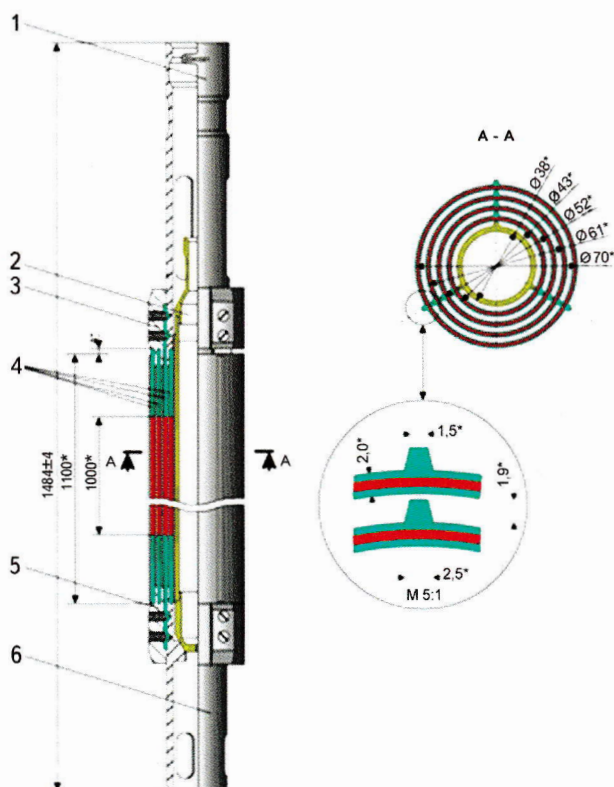
В 1975 г. была выполнена реконструкция реактора (МИР.М1), в результате которой каждый петлевой канал стал окружен шестью рабочими ТВС и четырьмя-пятью регулирующими стержнями. Это позволило сделать все петлевые ячейки активной зоны практически равноценными и добиться улучшения условий отдельного регулирования режимов испытаний в каждом из каналов.

Постоянно проводимая планомерная и целенаправленная работа по усовершенствованию и продлению срока эксплуатации реакторной установки позволит использовать реактор МИР.М1 в исследовательских целях до 2027 г.

Основные технические характеристики реактора МИР.М1

Мощность тепловая, макс., МВт	100
Диаметр петлевого канала, макс., мм	120
Количество петлевых каналов, макс.	11
Плотность потока тепловых нейтронов, макс., $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$	$5 \cdot 10^{14}$
Энерговыведение в активной зоне, объемное, среднее, МВт/л	0,85
Теплоноситель:	вода
— давление на входе в активную зону реактора, МПа	1,25
— температура на входе в реактор, °С	30–70
— температура на выходе из реактора, °С	до 98
Продолжительность кампании, сут.	до 40

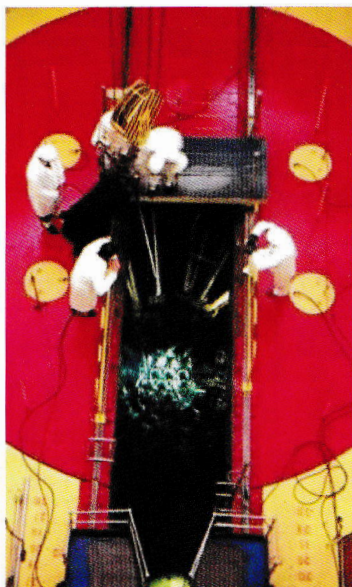
Рабочая ТВС РУ МИР.М1 конструктивно выполнена из четырех трубчатых твэлов, закрепленных в верхней и нижней гребенках. Тепловыделяющие элементы имеют толщину 2 мм и на наружной поверхности по всей длине три азимутально-ориентированных ребра. В качестве топлива применяется диоксид урана (UO_2) 90% обогащения по изотопу ^{235}U .



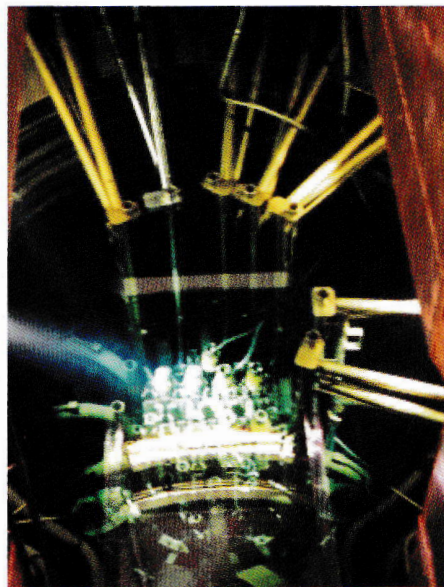
Рабочая ТВС РУ МИР.М1: 1 — головка; 2 — вытеснитель; 3 — гребенка верхняя; 4 — твэль; 5 — гребенка нижняя; 6 — ножка

Толщина топлива — 0,56 мм. Оболочка твэла выполнена из сплава САВ-6 толщиной 0,72 мм. Всего в одной ТВС содержится 345–350 г ^{235}U . Внутри центрального твэла установлен вытеснитель из сплава САВ-6 диаметром 38 мм. Внешний твэл имеет диаметр 70 мм. Общая поверхность теплосъема ТВС — 1,37 м².

Теплоотвод от реактора осуществляется по двухконтурной схеме. Сброс тепла производится в атмосферу через башенную градирню.



Центральный зал. Вид сверху на площадку обслуживания реактора



Активная зона в бассейне. Видны коммуникации петлевых каналов

Первый контур, состоящий из главных циркуляционных насосов, теплообменников, компенсаторов давления, арматуры и трубопроводов, предназначен для отвода тепла от активной зоны и передачи его контуру оборотного водоснабжения, а также для удержания активной среды.

С целью создания биологической защиты, обеспечения безопасности обслуживания и выполнения перегрузочных операций под водой, повышения безопасности реакторной установки и ограничения радиоактивных выбросов при аварийных ситуациях активная зона реактора МИР.М1 погружена в бассейн с водой, являющийся элементом контура охлаждения бассейна (КОБ) реактора.

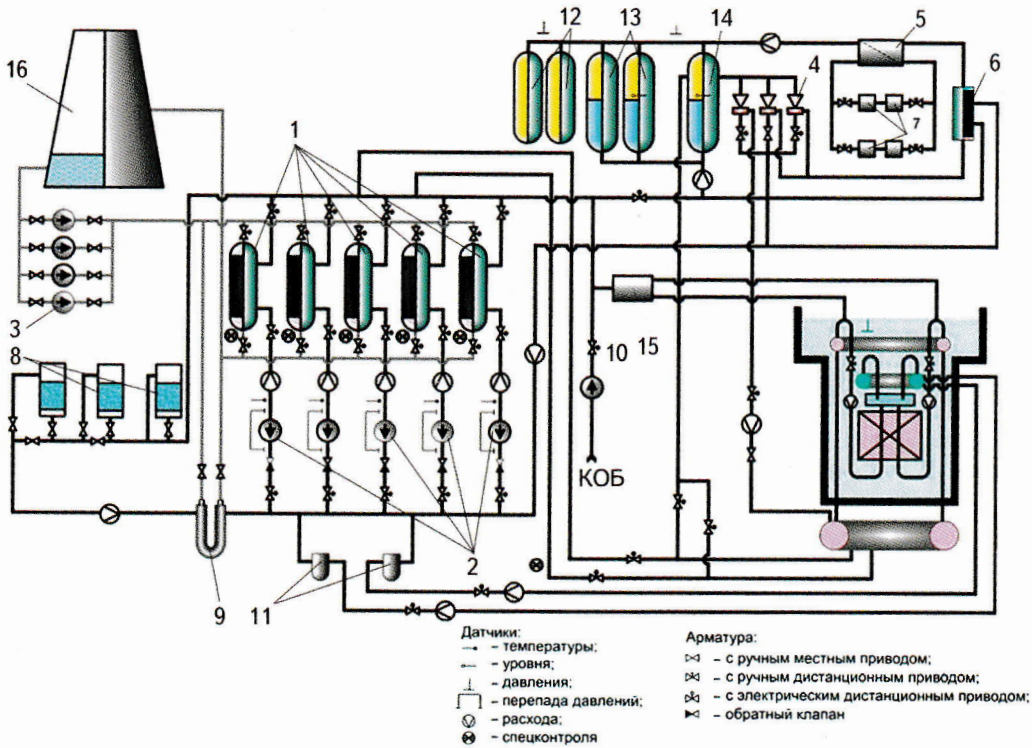
КОБ предназначен для обеспечения отвода радиационного тепловыделения в бериллиевых блоках, исполнительных органах СУЗ и конструктивных элементах реактора.

Циркуляция теплоносителя КОБ осуществляется сверху вниз между бериллиевыми блоками кладки зоны, трубами СУЗ и по технологическим зазорам в конструкциях реактора.

Экспериментальные возможности реактора МИР.М1

Реактор МИР.М1 спроектирован для испытаний опытных твэлов, ТВС и конструктивных материалов ядерных установок различного назначения (транспортных, энергетических), работающих при различных нагрузках в разных средах (газ, вода, жидкие металлы, органические соединения).

Главной особенностью реактора является наличие в активной зоне одиннадцати петлевых экспериментальных каналов, подключенных к автономным петлевым установкам с разнородными типами и параметрами теплоносителей, для проведения испытаний при различных теплогидравлических режимах.



Схема, принципиальная, охлаждения активной зоны реактора МИР.М1: 1 — теплообменники I контура; 2 — насосы I контура (ГЦН-146); 3 — насосы контура обратного водоснабжения; 4 — эжекторы; 5 — регенератор; 6 — теплообменник системы сжигания гремучей смеси; 7 — контактные аппараты; 8 — ионообменные фильтры системы спецочистки; 9 — теплообменник системы спецочистки; 10 — насос аварийного расхолаживания (КСМ-50); 11 — механические фильтры; 12 — газовые емкости; 13 — компенсаторы давления; 14 — дегазатор; 15 — система контроля герметичности оболочек твэлов; 16 — градирня

В настоящее время на реакторе МИР.М1 действуют семь петлевых установок, к каждой из которых подсоединяется один или два петлевых канала.

Водяная петлевая установка ПВ-1

Предназначена для внутриреакторных испытаний тепловыделяющих элементов, ТВС и конструкционных материалов водоохлаждаемых ядерных реакторов. К установке подсоединяется один или два экспериментальных внутриреакторных петлевых канала.

Максимальные параметры установки ПВ-1:

- тепловая мощность установки — 2000 кВт;
- тепловая мощность одного канала — 1000 кВт;
- давление в первом контуре — 17 МПа;
- температура теплоносителя:
 - на входе в канал — 300 °С;
 - на выходе из канала — 350 °С;
- расход теплоносителя — до 16 т/час.

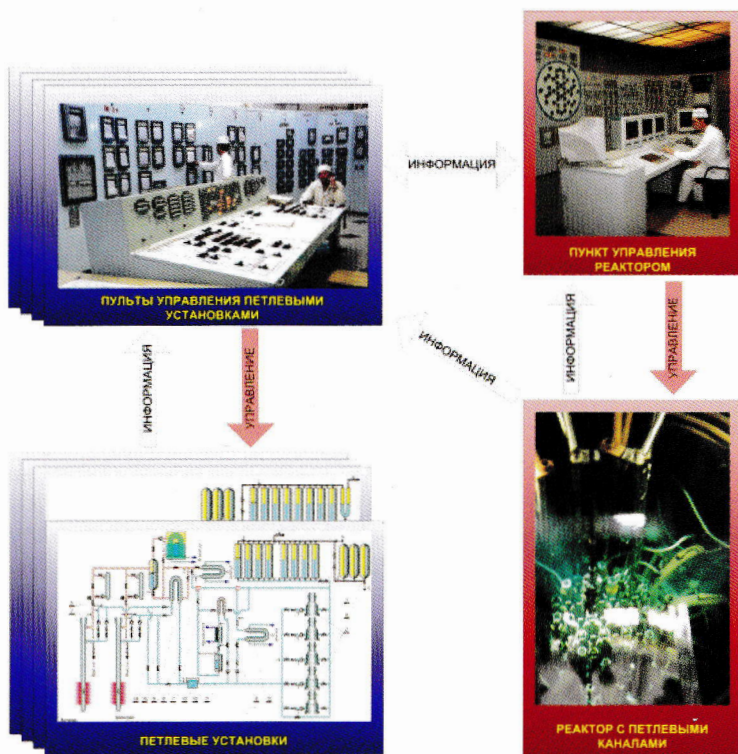


Схема организации испытаний в петлевых установках

Водяная петлевая установка ПВ-2

Предназначена для внутриреакторных испытаний тепловыделяющих элементов, ТВС и конструкционных материалов водоохлаждаемых ядерных реакторов. К установке подсоединяется один или два экспериментальных внутриреакторных петлевых канала.

Максимальные параметры установки ПВ-2:

- тепловая мощность установки — 2500 кВт;
- тепловая мощность одного канала — 1500 кВт;
- давление в первом контуре — 18 МПа;
- температура теплоносителя:
 - на входе в канал — 310 °С;
 - на выходе из канала — 350 °С;
- расход теплоносителя — до 16 т/час.

Пароводяная петлевая установка ПВК-1

Предназначена для внутриреакторных испытаний тепловыделяющих элементов, ТВС и конструкционных материалов водоохлаждаемых ядерных реакторов как в режиме с кипением, так и без кипения теплоносителя. К установке подсоединяется один или два экспериментальных внутриреакторных петлевых канала.

Максимальные параметры установки ПВК-1:

- тепловая мощность установки — 2000 кВт;

- тепловая мощность одного канала — 1000 кВт;
- давление в первом контуре — 17 МПа;
- температура теплоносителя:
 - на входе в канал — 300 °С;
 - на выходе из канала — 350 °С;
- расход теплоносителя — до 16 т/час;
- массовое паросодержание в канале — до 40%.

Пароводяная петлевая установка ПВК-2

Предназначена для внутриреакторных испытаний тепловыделяющих элементов, ТВС и конструкционных материалов водоохлаждаемых ядерных реакторов как в режиме с кипением, так и без кипения теплоносителя. К установке подсоединяется один или два экспериментальных внутриреакторных петлевых канала.

Максимальные параметры установки ПВК-2:

- тепловая мощность установки — 2500 кВт;
- тепловая мощность одного канала — 1500 кВт;
- давление в первом контуре — 18 МПа;
- температура теплоносителя:
 - на входе в канал — 350 °С;
 - на выходе из канала — 355 °С;
- расход теплоносителя — до 16 т/час;
- массовое паросодержание в канале — до 40%.

Паровая петлевая установка ПВП-1

Предназначена для ресурсных испытаний опытных твэлов, ТВС и конструкционных материалов в петлевом канале активной зоны реактора. В первом контуре циркуляции теплоносителя происходит генерация слабоперегретого пара в теплообменнике, охлаждение этим паром тепловыделяющей сборки петлевого канала и перенос тепла к конденсатору. К установке подсоединяется один экспериментальный внутриреакторный петлевой канал.

Максимальные параметры установки ПВП-1:

- мощность ТВС — 100 кВт;
- температура пара на входе в ТВС — 300 °С;
- температура пара на выходе из ТВС — 510 °С;
- температура оболочки твэлов — 655 °С;
- давление теплоносителя на выходе из ТВС — 6,5 МПа.

Пароводяная петлевая установка ПВП-2

Предназначена для исследований и обоснования работоспособности элементов активных зон перспективных энергетических реакторов в широких диапазонах температур и давлений, включая аварийные режимы работы твэлов. Имеет три контура.

Максимальные параметры первого контура установки ПВП-2:

- температура теплоносителя на выходе из канала — 550 °С;
- расход теплоносителя — до 10 т/час;
- давление — 20 МПа.

Петлевая установка ПГ-1

Предназначена для комплексных исследований работоспособности твэлов и ТВС перспективных энергетических реакторов с газовым теплоносителем типа ВТГР. Тепло отводится газовым теплоносителем первого контура и передается рабочей среде в теплообменниках двух параллельных контуров системы охлаждения. Из системы охлаждения тепло передается в промконтур и контур оборотного водоснабжения РУ МИР.М1.

Максимальные параметры первого контура установки ПГ-1:

- температура теплоносителя на выходе из канала — 600 °С;
- расход теплоносителя — 1,3 кг/с;
- давление — 20 МПа.

Основные направления исследований

Испытания твэлов и ТВС для активных зон реакторов нового поколения повышенной безопасности в проектных режимах.

Испытания облученных и необлученных топливных элементов в условиях, моделирующих различные аварийные ситуации.

Изучение поведения негерметичных облученных топливных элементов в стационарных и переходных режимах.

Международное сотрудничество

На исследовательском реакторе МИР.М1 проводятся исследования в сотрудничестве с МАГАТЭ, Китаем, Республикой Корея и другими странами.

Основная деятельность

Реакторные исследования перспективных твэлов с оболочками из усовершенствованных сплавов и с топливными композициями на основе интерметаллидов и металлокерамики.

Реакторные и послереакторные исследования петлевых ТВС различного типа, участвовавших в экспериментах со скачками мощности, потерей охлаждения и с моделированной негерметичностью оболочек твэлов.

История

Идея создания мощного материаловедческого петлевого реактора для развития экспериментальных работ в области атомной энергетики (для испытаний опытных твэлов энергетических реакторов и конструкционных материалов) принадлежит И. В. Курчатову. По его предложению в ИАЭ в 1956 г. была начата разработка такого реактора, получившего название МИР. В 1958–1959 гг. в ИАЭ проводились эксперименты на критической сборке МИР, в результате которых была выбрана физическая схема реактора. В 1958 г. в НИКИЭТ началось проектирование реактора, а 1966 г. на площадке НИИАР реактор МИР был введен в эксплуатацию.

Непосредственным руководителем работ по реактору стал Ю. М. Булкин. Научное руководство на этапе разработки проекта и сооружения осуществлял ИАЭ (В. В. Гончаров, Ю. Г. Николаев), а начиная с периода подготовки к пусковым работам — НИИАР (В. А. Цыканов). Проект выполнил ВНИПИЭТ (М. Л. Барский). Идеи проектировщиков, впервые реализованные на реакторе РФТ (1952), а затем на реакторе МР (1964), нашли свое наиболее цельное воплощение в конструкции реактора МИР с концептуальными особенностями, определявшими достижения отечественной школы реакторостроения:

- канальная конструкция реактора;
- размещение активной зоны в бассейне с водой;
- наличие автономных петлевых каналов в активной зоне;
- размещение приводов СУЗ на откатной тележке.

В отличие от реактора МР, который создавался взамен РФТ на территории мегаполиса, реактор МИР построен в достаточном отдалении от крупных жилых центров. Этот фактор позволил, например, поднять уровень мощности до 100 МВт. Принципиально новым было решение вывода трубопроводов петлевых каналов из реактора в сухие камеры под слоем воды бассейна. Это сокращало габаритные размеры петлевых каналов, упрощало перегрузочные операции, улучшало безопасность при эксплуатации и обслуживании.

Сначала реактор работал с четырьмя петлевыми каналами в активной зоне, подключенными попарно к двум созданным к тому времени петлям: водяной ПВ-1 и пароводяной ПВК-1 мощностью по 2 МВт каждая. Чуть позже были введены в эксплуатацию две петли со свинцово-висмутовым теплоносителем мощностью по 500 кВт с одним экспериментальным каналом в каждой петле, а также петля с натриевым теплоносителем мощностью 2 МВт с двумя петлевыми каналами. После того как к водяной и пароводяной установкам подсоединили еще по одному каналу, общее число петлевых каналов в активной зоне достигло 10.

На начальной стадии эксплуатации реактора был выявлен недостаток активной зоны, заключавшийся в том, что уровень энерговыделения в петлевых каналах четвертого ряда блоков кладки оказался слишком мал, а неравномерность энерговыделения в петлевых сборках этих каналов слишком высока. Реконструкция реактора, выполненная в 1975 г., позволила сделать все петлевые ячейки практически равноценными и добиться улучшения условий регулирования режимов испытаний в отдельных каналах, согласования совокупности разнородных режимов. После реконструкции реактор был оснащен водяными петлями ПВ-2 и ПВК-2. После пуска реактора БОР-60 петля с натриевым теплоносителем была трансформирована в петлю с высокотемпературным органическим теплоносителем.

В 1983 г. была введена в строй петля с пароводяным теплоносителем ПВП-1 с параметрами, близкими к параметрам теплоносителя реактора РБМК. В 1989–1990 гг. введены в строй петлевые установки: газовая ПГ-1 и с пароводяным теплоносителем ПВП-2. Они имеют дополнительные барьеры безопасности — герметичные защитные оболочки. Это позволяет проводить на них специальные эксперименты по имитации и изучению аварийных ситуаций с твэлами в петлевом канале.

Планомерно ведутся работы по реновации основного оборудования и систем реактора. Наиболее значимые из выполненных работ:

- освидетельствование состояния и замена выработавших ресурс элементов активной зоны (заменены бериллиевые блоки кладки активной зоны, рабочие органы СУЗ, чехлы рабочих каналов и каналов с догрузкой);
- реконструкция и модернизация теплообменного оборудования первого контура, системы аварийного охлаждения реактора и петлевых установок при течах;
- усовершенствование системы теплотехнического контроля реактора;
- модернизация информационно-измерительной системы реакторной установки;
- модернизация системы управления и защиты реактора с заменой аналоговой аппаратуры на цифровую;
- создание нового резервного пункта управления реактором;
- замена аккумуляторных батарей системы надежного питания реакторной установки;

- модернизация измерительных систем технологического контроля петлевых установок ПВ-1 и ПВК-1 с введением третьего канала контроля;
- модернизация систем и контуров петлевой установки ПГ-1 после длительной стоянки, подготовка и начало испытаний;
- монтаж системы аварийного расхолаживания экспериментальных каналов петлевых установок;
- ежегодный контроль состояния бериллиевых блоков кладки активной зоны, по результатам — замена на новые;
- покрытие кабельных трасс огнезащитной пастой;
- выпуск технических заданий, разработка проектов и начало работ по модернизации ПУ ПВ-2, ПВК-2 (измерительные системы контроля параметров, важных для безопасности, система радиационного контроля, изготовление нестандартного оборудования, модернизация системы энергоснабжения);
- замена зарядных устройства аккумуляторов в системе надежного питания;
- монтаж дизель-генераторов для обеспечения аварийного электроснабжения при техногенных авариях;
- замена защитных чехлов для ионизационных камер;
- замена средства измерения систем контроля параметров первого контура и контура обратного водоснабжения.

Срок эксплуатации РУ МИР.М1 определен до 2017 г. Анализ состояния и результатов эксплуатации здания, основного технологического оборудования и трубопроводов свидетельствует о возможности продления срока эксплуатации до 2027 г. В настоящее время на РУ ведутся работы, направленные на продление срока эксплуатации.

Техническое руководство эксплуатацией РУ МИР.М1 в разные годы осуществляли главные инженеры реактора: В. А. Зверев, В. А. Куприенко, В. П. Анисимов, А. Л. Ижutow, С. В. Романовский, в настоящее время — В. А. Свистунов.

Персоны



Ижutow Алексей Леонидович

Заместитель директора — научный руководитель НИИАР



Романовский Сергей Владимирович

Начальник департамента исследовательских реакторов, главный инженер РИК

Контакты



Свистунов Владимир Анатольевич

Главный инженер комплекса реакторов МИР.М1, РБТ-10

Тел.: +7(842)356-55-51. Факс: +7(842)356-56-67.

E-mail: Izutov@niiar.ru

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР РБТ-10/2

Исследовательский реактор РБТ-10/2 представляет собой бассейновый водо-водяной реактор на тепловых нейтронах, размещенный в бассейне. Реактор был создан как источник нейтронов для проведения ампульных испытаний различных материалов с целью исследования изменений их свойств в нейтронных потоках до $(2-7) \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ при постоянных режимах в течение длительного времени.

Физический пуск реактора РБТ-10/2 был осуществлен в два этапа:

- I этап — физический пуск с топливом реактора РБТ-10/1 — 24.11.1983 г.;
- II этап — физический пуск с ОТВС реактора СМ — 26.11.1984 г.

Энергетический пуск реактора РБТ-10/2 был осуществлен 24.12.1984 г.

ИР РБТ-10/2 неоднократно реконструировался и модернизировался, срок эксплуатации продлен до 2027 г.



➤ Пульт управления РБТ-10/2