

Основная деятельность

В ближайшее время планируется:

- обоснование безопасности использования ОТВС РУ СМ-3 с исходным содержанием в твэле 6 г ^{235}U ;
- обоснование безопасности при одновременной загрузке в реактор до 3-х мишеней для накопления ^{99}Mo , содержащих интерметаллид урана с обогащением 90% по ^{235}U ;
- модернизация каналов для ядерного легирования кремния;
- модернизация СУЗ РУ РБТ-10/2;
- внедрение проекта промышленной антисейсмической защиты.

Реконструкции

Назначенный срок эксплуатации ИР РБТ-10/2 — 30 лет заканчивался в 2013 г. В связи с этим в 2010 г. были начаты работы по подготовке к продлению срока эксплуатации сверх назначенного. Разработан комплект обосновывающих документов, на который получено положительное экспертное заключение и принято решение о продлении срока службы до 2027 г.

При подготовке к продлению срока эксплуатации выполнены следующие работы:

- внедрен проект по модернизации системы охлаждения реактора РБТ-10/2 и созданы технические условия для обеспечения работы реактора на проектной мощности — 10 МВт, что улучшает его экспериментальные возможности;
- повышена безопасность реактора РБТ-10/2 за счет реализации мажоритарной логики по схеме 2 из 3 в аварийной защите реактора от приборов теплотехнического контроля;
- создан резервный пункт управления реакторной установкой РБТ-10/2 в полном соответствии с современными требованиями НД;
- создана информационно-измерительная система;
- произведена реконструкция системы аварийного электроснабжения;
- модернизирована система дозиметрического контроля;
- проведено инженерно-строительное обследование строительных конструкций реакторного здания с целью определения их фактического состояния.

Контакты



Халяпин Антон Юрьевич

Заместитель главного инженера РУ МИР.М1, РБТ-10

Тел.: +7(842)356-52-46. Факс: +7(842)356-56-67.

E-mail: khaliapn@niiar.ru

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР БОР-60

Реакторная установка БОР-60 является ядерной установкой на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. БОР-60 — это прототип АЭС (мощность генерации электрической энергии 12 МВт). Физический пуск РУ состоялся 30.12.1968 г., энергетический пуск — 28.12.1969 г. Комплекс РУ БОР-60 был подключен к энергосистеме 28.12.1970 г.



Здание ИР БОР-60

Быстрый опытный реактор БОР-60 является уникальной многоцелевой установкой, на которой проводятся испытания конструкционных, топливных и поглощающих материалов, используемых и предполагаемых к использованию в различных типах ядерных реакторов, в том числе в термоядерных реакторах. Для быстрых реакторов дополнительно проводятся испытания отдельных узлов оборудования первого и второго контуров.

Программы испытаний реакторных материалов охватывают практически весь спектр существующих и разрабатываемых типов реакторов от быстрых (БН-800, БН-1800, «БРЕСТ», СВБР) и тепловых (АЭС-2006, ВВЭР-1500, ГТ-МГР, ВТГР) до термоядерных (ИТЭР) и реакторов специального назначения.

Постоянно проводимая планомерная и целенаправленная работа по усовершенствованию оборудования, систем и технологических процессов по программам продления срока эксплуатации реакторной установки позволяет эксплуатировать реактор БОР-60 в исследовательских целях до 2020 г.



Центральный зал ИР БОР-60
(машина для перегрузки
ТВС)

Основные технические характеристики реактора БОР-60

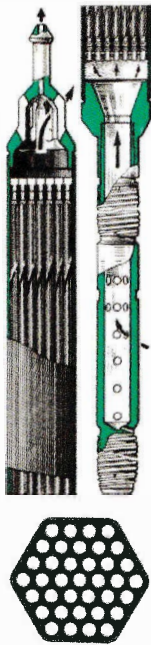
Мощность тепловая, макс., МВт	60
Мощность электрическая, МВт	12
Плотность потока быстрых нейтронов, макс., см ⁻² ·с ⁻¹	3,7·10 ¹⁵
Энергия нейтронов, средняя, кэВ	380
Плотность теплового потока в активной зоне, объемная, кВт/л	1100
Нагрузка тепловая на поверхности твэла, линейная, макс., Вт/см	450
Скорость накопления повреждающей дозы, сна/год	до 25
Теплоноситель:	натрий
— расход через реактор, м ³ /ч	1100
— температура на входе в реактор, °С	до 360
— температура на выходе из реактора, °С	до 530
— давление на напоре насоса первого контура, МПа	0,55
Продолжительность микрокампании, сут.	90–120
Время между микрокампаниями, сут.	45

Характеристики ядерного топлива реактора БОР-60

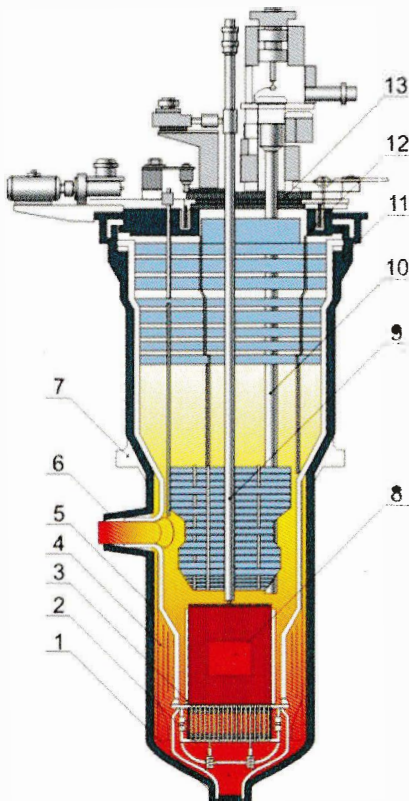
Размер ТВС под «ключ», мм	44
Длина ТВС, мм	1575
Толщина стенки чехла, мм	1,0
Шаг установки ТВС, мм	45
Размер твэла (диаметр × толщина оболочки), мм	6,0×0,3
Длина твэла, мм	1083
Число твэлов в ТВС	37
Топливо активной зоны:	
— гранулят состава	PuO ₂ +UO ₂ или UO ₂ ,
— доля PuO ₂ , масс. %	20–29
— геттер — U металлический обедненный, масс. %	(5–10)
Материал торцевых экранов	UO ₂ (обедненный)
Плотность топлива в активной зоне, эффективная, 10 ³ кг/м ³	8,8–9,2
Вес топлива в ТВС (активная часть), г	3440
Выгорание топлива активной зоны, % т. а.:	
— максимальное	20
— среднее	7–9



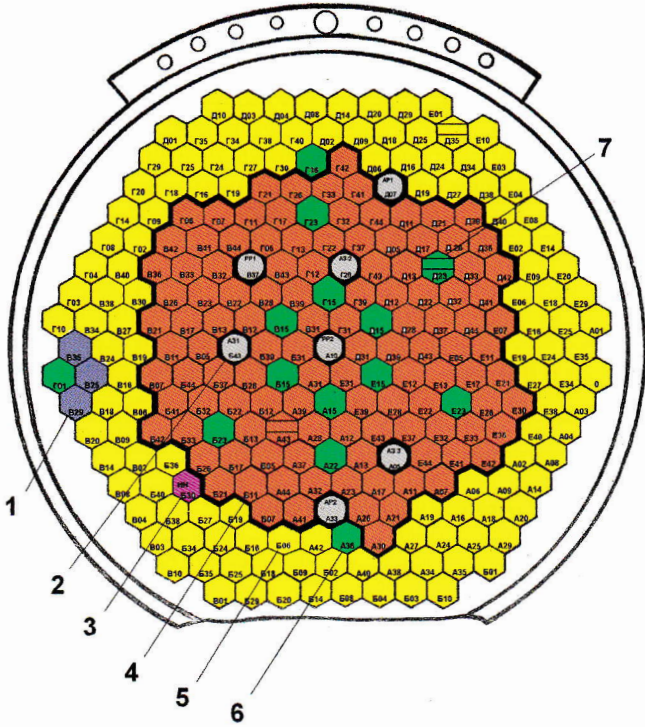
Пульт управления ИР БОР-60



Топливная сборка ИР БОР-60

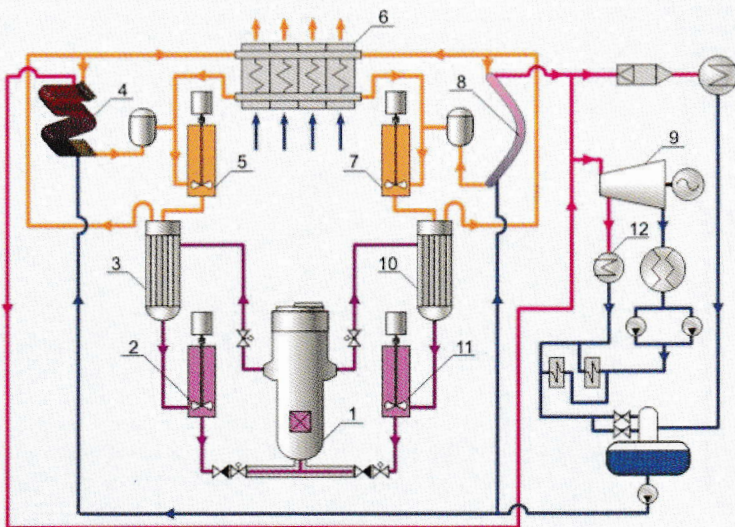


Разрез реактора БОР-60: 1 — входной патрубок; 2 — камера высокого давления; 3 — корзина; 4 — тепло-вая и нейтронная защита корпуса реактора; 5 — страховочный кожух; 6 — выходной патрубок; 7 — опорный фланец; 8 — сборки активной зоны и бокового экрана; 9 — привод СУЗ; 10 — перегрузочный канал; 11 — опорный фланец; 12 — большая поворотная пробка; 13 — малая поворотная пробка



Картограмма активной зоны
БОР-60: 1 — гидрид циркония;
2 — стержень СУЗ; 3 — источник
нейтронов; 4 — ТВС; 5 — сборка
бокового экрана; 6 — материал-
ведческая сборка; 7 — инструмен-
тованная ячейка

РУ БОР-60 представляет собой установку с двухпетлевой трехконтурной схемой отвода тепла от реактора. Теплоносителем в первом и втором контурах является натрий, третий контур — пароводяной, имеющий в своем составе парогенераторы, турбогенератор электроэнергии и теплофикационную установку.



Тепловая схема ИР
БОР-60: 1 — реак-
тор; 2, 5, 7, 11 — на-
сосы первого и вто-
рого контуров; 3,
10 — промежуточные
теплообменники; 4,
8 — парогенераторы;
6 — воздушный тепло-
обменник; 9 — турби-
на; 12 — теплофикаци-
онный узел

Первый контур предназначен для отвода тепла от реактора и передачи его в промежуточных теплообменниках второму контуру. Контур имеет две симметричные петли, подключенные к корпусу реактора. Каждая петля отводит от реактора 50% его мощности.

При возникновении дефекта в одной петле реактор глушится аварийной защитой, дефектная петля отсекается арматурой, и расхолаживание реактора обеспечивается работоспособной петлей.

В состав каждой петли первого контура входят:

- реактор;
- циркуляционный натриевый насос;
- промежуточный теплообменник;
- трубопроводы с арматурой;
- вспомогательные системы.

Второй контур предназначен для исключения загрязнения третьего, пароводяного, контура радионуклидами первого контура при разуплотнении трубного пучка промежуточных теплообменников, т. е. для повышения радиационной безопасности РУ. Эта цель достигается высотной компоновкой второго контура по отношению к первому контуру и повышенным давлением ($\approx 6,0$ ати) против давления первого контура (0,5 ати). Кроме того, с помощью второго контура производится отвод тепла от первого контура в промежуточных теплообменниках и передача его третьему контуру в парогенераторах.

Во втором контуре, как и в первом, — две симметричных петли одинаковой мощности (30 МВт), что позволило использовать однотипное тепломеханическое оборудование.

В состав каждой петли второго контура входят:

- промежуточный теплообменник;
- циркуляционный натриевый насос;
- парогенератор;
- воздушный теплообменник (ВТО); 4 секции ВТО подключены к горячему и холодному коллекторам, которые объединяют обе петли второго контура;
- главные циркуляционные трубопроводы с арматурой;
- вспомогательные системы.

Экспериментальные возможности

Для проведения экспериментов на реакторе предусмотрены:

- экспериментальная ячейка, в которой устанавливаются инструментированные топливные, материаловедческие сборки или автономные петли с получением информации в процессе облучения;
- возможность одновременного размещения до 12 облучательных устройств с конструкционными материалами в активной зоне реактора. Количество экспериментальных ТВС с перспективными топливными композициями в активной зоне и облучательных устройств с конструкционными материалами в боковом экране практически не регламентируется;
- 9 вертикальных «сухих» каналов за корпусом реактора $\varnothing 90$ и 200 мм и высотой 7 м с плотностью нейтронного потока 10^{13} см⁻²·с⁻¹;
- 2 горизонтальных канала $\varnothing 300$ мм (1 тангенциальный и 1 центральный) за корпусом реактора с плотностью нейтронного потока $9 \cdot 10^{10}$ см⁻²·с⁻¹;
- возможность одновременного испытания опытных образцов оборудования контуров с натриевым теплоносителем и систем диагностики и защиты в первом и втором контурах установки.

Работа реакторной установки БОР-60 осуществляется в комплексе с материаловедческой лабораторией и опытным производством по изготовлению и переработке ядерного топлива.

Полученные в исследованиях результаты использованы для верификации и аттестации комплексов программ JAR-FR, MCU-RFFI/A — для нейтронно-физических расчетов, и ДИНБОР — для теплогидравлических расчетов и анализа аварийных режимов.

Разработаны методики, позволяющие надежно контролировать режимы и параметры облучения материалов как в инструментованных, так и в неинструментованных ячейках реактора.

Характеристики облучательных устройств

Типы облучательных устройств	Температура, °С	Расход теплоносителя, кг/ч
Негерметичные проточные:		
— без нагревателя	300–350	2000–3000
— с металлическим нагревателем (вольфрам)	450–500	100–200
— с топливным нагревателем (90% UO ₂)	500–700	1000–2000
— на базе штатной ТВС (нагреватель — 90% UO ₂)	До 700	2500–3500
— с конвекцией (нагреватель — вольфрам)	450–600	100–200
Герметичные с жидким металлом или инертным газом:		
— с регулируемым термосопротивлением	400–500	
— конической капсулой	До 600	
— с тепловой трубой (термосифон)	650–900	
Автономные петли-ампулы	300–1000	до 2500

Основные направления исследований

Исследования реакторных материалов:

- аустенитных нержавеющей сталей, используемых для ВКУ водо-водяных реакторов (ускоренные испытания);
- Ве и сплавов на основе V, Nb, Mo;
- поглощающих композиций;
- образцов и материалов с целью уточнения и продления ресурса основных элементов быстрых реакторов;
- зависимости формоизменения, длительной прочности и трещиностойкости при температурах от 330 °С до 1000 °С до дозы 200 сна.

Исследования топлива:

- испытание экспериментальных ТВС для статистического подтверждения работоспособности твэлов с виброуплотненным топливом;
- испытания твэлов и ТВС до выгорания свыше 30% тяжелых атомов в стационарных, переходных и аварийных режимах;
- демонстрация возможности выжигания плутония оружейного происхождения;
- исследование технологических аспектов изготовления и переработки топлива для реактора-выжигателя минор-актинидов и др.;
- демонстрация возможности замыкания топливного цикла на базе сухих методов переработки топлива;
- реакторные испытания топливных композиций и опытных твэлов для ториевых зон воспроизводства;

- исследования работоспособности твэлов в предельных режимах эксплуатации (достижение сверхглубоких выгораний и сверхвысоких повреждающих доз);
- реакторное обоснование перспективных видов топлива и технологий его получения (сплавов U-Pu-Zr, смесей диоксидов урана и плутония, нитридов, карбидов, карбонитридов).

Производство радионуклидов:

- наработка Sr-89 и Gd-153.

Обоснование безопасности действующих и проектируемых реакторов различного типа:

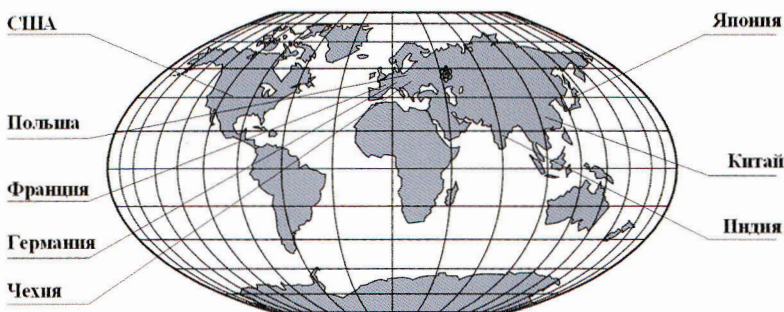
- реакторные испытания твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300, МБИР и СВБР;
- испытания борсодержащих материалов для обоснования ресурса стержней СУЗ из рефабрицированного карбида бора для реакторов на быстрых нейтронах;
- очистка от радиоактивных примесей теплоносителя первого контура реактора с применением компактных адсорберов, устанавливаемых в активную зону вместо ТВС или вместо сборки бокового экрана;
- испытание перспективных крупномасштабных моделей и элементов парогенераторов и другого оборудования;
- разработка и испытание методик, приборов и систем контроля, диагностики активных зон и оборудования реакторов.

Международное сотрудничество

В рамках международного сотрудничества с зарубежными странами (США, Франция, Япония, Германия, Китай, Чехия, Польша) проводились и ведутся работы по испытанию различного оборудования, конструкционных материалов и топливных композиций, проходят многочисленные двухсторонние встречи, поездки за рубеж, прием иностранных делегаций, во время которых происходит интенсивный обмен опытом эксплуатации быстрых реакторов.

На реакторе БОР-60 проходили обучение и стажировку специалисты Франции, Индии, Китая.

Специалисты БОР-60 с 2006 г. оказывали консультации специалистам Китая по технологии натрия, наладке оборудования экспериментального быстрого реактора CEFR, а в июле-августе 2010 г. активно участвовали в его физпуске.



География сотрудничества

Основная деятельность

Облучение сборок с конструкционными материалами и ресурсные испытания макетов твэлов и пэлов.

Воспроизведение в экспериментальных устройствах БОР-60 условий, наиболее близких к условиям эксплуатации компонентов активных зон перспективных ЯЭУ, с комплексным воздействием повреждающих факторов и проведение испытаний по замкнутому ядерному топливному циклу.

Обобщение накопленного более чем за 40 лет эксплуатации опыта работ на реакторной установке, обеспечение передачи знаний и умения проводить технологические и экспериментальные работы мирового класса персоналу, подготавливаемому для работ на ЯЭУ с БН-реакторами.

История

Идея создания реактора на быстрых нейтронах для воспроизводства ядерного горючего принадлежит научному руководителю ФЭИ академику А. И. Лейпунскому. Для обоснования основных технологических и конструкторских решений энергетических реакторов на быстрых нейтронах совместно с начальником лаборатории ФЭИ О. Д. Казачковским им было выдвинуто предложение о строительстве экспериментального реактора БОР-60.



А. И. Лейпунский

В 1964 г. Советом Министров СССР было принято решение о создании РУ БОР-60. В это же время началось проектирование реактора.

Под строительство реакторной установки Министерством среднего машиностроения была выделена площадка НИИАР под Мелекесом (ныне г. Димитровград).

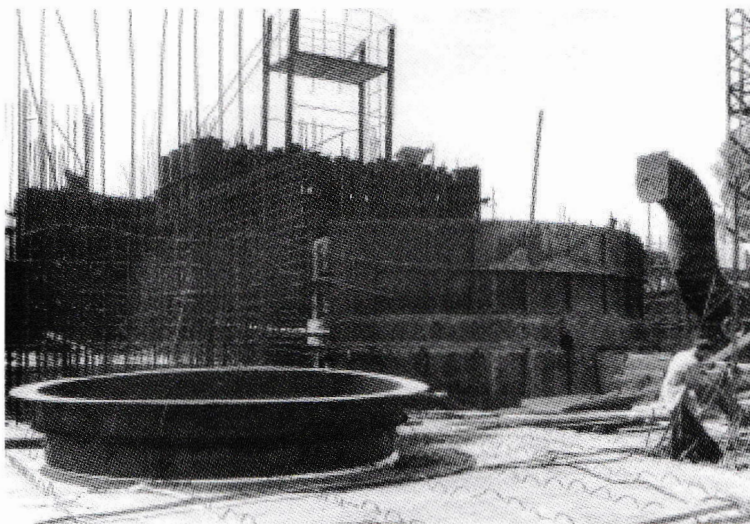


Первый кольшек на площадке БОР-60 (И. В. Дмитриев, А. М. Смирнов, Л. М. Левин, строитель, Б. Н. Нечаев, Т. А. Емельяненко)

Летом 1965 г. началось строительство здания реактора.

30 декабря 1968 г. произведен физический пуск РУ без заполнения натрием.

28 декабря 1969 г. произведен энергетический пуск РУ с отводом тепла на теплообменник «натрий-воздух».



Строительная площадка реакторной установки

28 декабря 1970 г. весь комплекс РУ БОР-60 был принят в эксплуатацию Государственной комиссией. РУ работала в полном объеме с выдачей энергии в энергосистему.

Персоны

Научный руководитель и куратор строительных работ на БОР-60 О. Д. Казачковский — директор НИИАР.

Конструкция реактора была разработана ОКБ «Гидропресс». Главный конструктор — В. В. Стекольников, заместитель главного конструктора — С. М. Благоволин, начальник бюро — Б. И. Лукасевич.

Генеральный проектировщик — ВО ВНИПИЭТ (г. Ленинград). Главный инженер проекта — М. Л. Барский.

Организация работ по физпуску и энергопуску реактора велась под руководством заместителя директора НИИАР по науке Н. В. Красноярова и первого руководителя установки А. В. Смирнова.

Эксплуатация установки БОР-60 велась под руководством главных инженеров реактора: Е. Б. Борисюка, В. П. Кевролева, А. С. Королькова (1987–2008), В. Н. Марашева (1991–2008), Ю. М. Крашенинникова (главный инженер БОР-60 с 2008 г. по настоящее время).



Казачковский О. Д.



Стекольников В. В.



Благоволин С. М.



Лукаевич Б. И.



Краснояров Н. В.



Смирнов А. М.



Корольков А. С.



Марашев В. Н.



Нечаев Леонард Борисович

Заместитель главного инженера
РУ БОР-60

Контакты



Крашенинников Юрий Михайлович

Главный инженер РУ БОР-60

Тел.: +7(842)356-57-57. Факс: +7(842)356-55-61.

E-mail: krash@niiar.ru