

УДК 621.039.51

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.07>

Обзор / Review

## Опыт эксплуатации и продления срока службы экспериментального быстрого реактора БОР-60

А.А. Тузов, А.Л. Ижутов, Ю.М. Крашенинников, И.Ю. Жемков, А.Л. Петелин, Ю.В. Набойщиков, В.С. Неустроев, Н.В. Киреев, К.В. Попыванов

АО «ГНЦ НИИАР»,

433510 Россия, Ульяновская обл., г. Димитровград, Западное ш., д. 9

**Реферат.** Реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением БОР-60 эксплуатируется с конца 1969 г. по настоящее время на проектных параметрах в течение более 55-ти лет. Реактор был спроектирован в качестве прототипа атомной электрической станции на быстрых нейтронах с целью обоснования принципиальных проектных технических решений для перспективных быстрых энергетических реакторов. Установленный проектом 20-летний срок эксплуатации несколько раз продлевался на основании положительных результатов работы оборудования и систем, обоснования остаточного ресурса с использованием получаемых уточненных данных радиационной и коррозионной стойкости элементов активной зоны, оборудования и трубопроводов натриевых контуров. Эксплуатация реакторной установки осуществляется без замены основного технологического оборудования первого и второго контуров охлаждения с натриевым теплоносителем, основных компонентов третьего пароводяного контура, таких как паровая турбина, электрогенератор и т.д. Полученный опыт эксплуатации реактора был использован при создании энергетических реакторов БН-350, БН-600 и проектов БН нового поколения. В реакторе БОР-60 проводились и продолжаются массовые высокодозные испытания различных топливных и конструкционных материалов для различных типов ядерных и термоядерных реакторов. Выполнены исследования по физике, динамике и безопасности реакторов типа БН, верификации расчетных кодов и т.д. В работе представлен краткий обзор основных результатов эксплуатации, включая работы по расчетно-экспериментальному обоснованию продления срока службы реактора БОР-60.

**Ключевые слова:** реакторная установка БОР-60, активная зона, тепловыделяющая сборка, продление срока эксплуатации, стойкость материалов, СУЗ.

**Для цитирования:** Тузов А.А., Ижутов А.Л., Крашенинников Ю.М., Жемков И.Ю., Петелин А.Л., Набойщиков Ю.В., Неустроев В.С., Киреев Н.В., Попыванов К.В. Опыт эксплуатации и продления срока службы экспериментального быстрого реактора БОР-60. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2026;2:97–114. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.07>

## Введение

Основной целью создания реакторной установки (РУ) BOR-60 являлось экспериментальное подтверждение проектно-конструкторских решений, радиационной стойкости топлива и конструкционных материалов, компонентов активной зоны (а.з.), а также отработка режимов работы РУ и технологических систем [1 – 3]. В процессе эксплуатации подтверждена работоспособность штатных ТВС с различным составом топлива и геометрии, исполнительных механизмов и рабочих органов СУЗ, внутрикорепусных устройств, перегрузочного и транспортно-технологического оборудования. Отработаны сценарии управления реактором в режимах АЭС со всеми системами обеспечения безопасности, контроля герметичности топлива, системы обогрева трубопроводов и оборудования. Испытаны парогенераторы (ПГ) различных модификаций, впервые в мировой практике разработаны и внедрены в эксплуатацию ПГ «обратного» типа, в которых натрий циркулирует в трубном пучке, а паро-водяная смесь – в межтрубном пространстве.

Все годы эксплуатации BOR-60 активно используется для реакторных испытаний перспективных видов топлива и ядерных материалов под воздействием высоких потоков быстрых нейтронов.

В первые годы эксплуатации в реакторе BOR-60 было проведено облучение экспериментальных ТВС с прототипами твэлов реактора БН-600 с оксидным уран-плутониевым таблеточным топливом и была обоснована возможность использования низкофонового плутония в качестве топлива в БН-реакторах [2]. На площадке АО «ГНЦ НИИАР» продолжаются экспериментальные исследования (облучение в реакторе BOR-60, послереакторные исследования) по замыканию ядерного топливного цикла и выжиганию минорных актинидов [3].

Проект РУ BOR-60 разрабатывался с середины 1960-х на основании имеющихся экспериментальных данных по свойствам конструкционных материалов, опыта создания БН-реакторов и был рассчитан на 20-летний период работы. Однако после пуска реактора BOR-60 в 1969 г. и успешной эксплуатации РУ, а также с учетом новых данных о поведении конструкционных материалов под облучением, полученных на реакторе BOR-60, было решено продлить срок эксплуатации РУ. С 1988 г. – даты завершения проектного срока эксплуатации многократно проводилось продление срока эксплуатации РУ BOR-60 [2, 4, 5]. В настоящее время лицензия на эксплуатацию РУ BOR-60 продлена до 30 декабря 2028 г. и имеются планы по дальнейшему продлению срока эксплуатации.

Время эксплуатации РУ BOR-60 по состоянию на 1 февраля 2026 г. составило ~ 492 тысяч часов, из них 320 тысяч часов работы на мощности. РУ BOR-60 занимает лидирующую позицию в мире по продолжительности эксплуатации и демонстрирует огромные потенциальные возможности БН-реакторов. Все годы эксплуатации на РУ BOR-60 проводится систематический контроль и обследование состояния оборудования реактора. На основании данных исследований проводится оценка остаточного ресурса и возможность продолжения эксплуатации, а выработавшее ресурс оборудование заменяется или проводится дополнительный анализ и обоснование возможности дальнейшей его эксплуатации.

Для анализа безопасности при возможных предаварийных ситуациях разработана полномасштабная расчетная модель РУ BOR-60 с использованием кода ЕВКЛИД [6, 7],

предназначенного для мультифизического моделирования РУ на быстрых нейтронах в режимах нормальной эксплуатации и нарушений нормальной эксплуатации, рассмотрены проектные аварии и обоснована возможность безопасной эксплуатации реактора БОР-60 в соответствии с требованиями современных норм и правил.

Для обоснования прочности компонентов БОР-60 создана полномасштабная модель реактора с использованием расчетного кода ANSYS. Проведены расчеты напряженно-деформированных состояний элементов внутрикорпусных устройств (ВКУ) с учетом эффектов радиационного распухания и радиационно-термической ползучести, подтвердившие нормативные требования к прочности критических элементов [8].

## Опыт эксплуатации реактора БОР-60

### Основные технические характеристики

Основные характеристики РУ БОР-60 представлены в табл. 1, а упрощенная технологическая схема РУ – на рис. 1 [1, 4, 9]. Охлаждение реактора БОР-60 организовано по двум петлям в первом и втором контурах с натриевым теплоносителем. Третий контур РУ пароводяной и имеет в своем составе турбогенератор, а с 1991 г. и теплофикационную установку (ТФУ), которая используется для отопления площадки ГНЦ НИИАР.

В каждой петле первого контура установлены промежуточный теплообменник (ПТО) «натрий-натрий» и центробежный циркуляционный насос. Перед входом в реактор две петли объединены в общий напорный трубопровод. Корпус реактора,

Таблица 1

### Основные технические характеристики реакторной установки БОР-60

Показатель	Значение
Номинальная тепловая мощность, МВт	до 60
Номинальная электрическая мощность, МВт	12
Номинальная мощность ТФУ, МВт	до 20
Плотность потока нейтронов, н·см <sup>-2</sup> ·с <sup>-1</sup>	до 3,5·10 <sup>15</sup>
Теплоноситель первого и второго контуров	Натрий
Расход натрия через реактор, м <sup>3</sup> /ч	до 1100
Максимальная температура натрия: – на входе в реактор, °С – на выходе из реактора, °С	до 340 до 530
Расход натрия в двух петлях второго контура, м <sup>3</sup> /ч	до 1400
Теплоноситель в третьем контуре	вода / пар
Давление пара в третьем контуре, МПа	10
Температура перегретого пара, °С	до 480
Время работы на мощности в год, сут.	до 240
Продолжительность микрокампании, сут.	до 120
Время между микрокампаниями, сут.	9–45

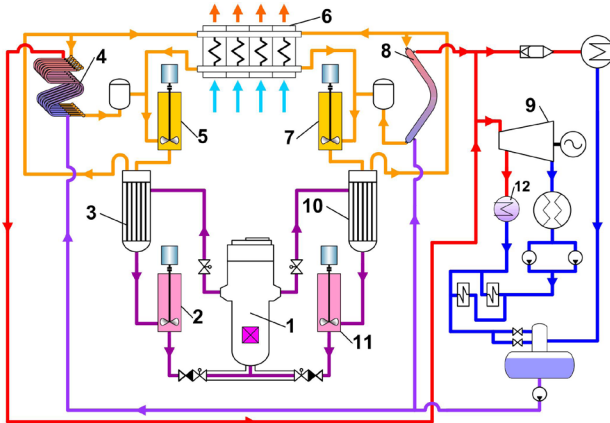


Рис. 1. Упрощенная технологическая схема РУ BOR-60: 1 – реактор; 2, 5, 7, 11 – насосы первого и второго контура; 3, 10 – промежуточные теплообменники; 4, 8 – парогенераторы; 6 – воздушный теплообменник; 9 – турбина; 12 – теплофикационная установка (ТФУ) [1, 4, 9]

трубопроводы первого контура между корпусом реактора и запорной арматурой заключены в страховочные кожухи.

Второй натриевый контур РУ BOR-60 также состоит из двух петель и предназначен для передачи тепла от ПТО к ПГ и воздушному теплообменнику (ВТО). В каждой петле используется центробежный циркуляционный насос. Следует отметить, что натрий второго контура – нерадиоактивный, а оборудование доступно для ремонта и технического обслуживания в процессе эксплуатации реактора. РУ BOR-60 может эксплуатироваться в различных комбинациях с двумя ПГ и ВТО «натрий-воздух», что предоставляет дополнительные возможности для проведения реакторных испытаний оборудования, а расхолаживание реактора может осуществляться независимо по каждой петле через ПГ и ВТО соответственно.

Реактор корпусного типа размещен в бетонной шахте, где размещена и внешняя радиационная защита для снижения потока радиации. Корпус реактора – вертикальный цилиндрический сосуд переменного сечения (рис. 2). В нижней части корпуса реактора имеется патрубок для ввода теплоносителя, в средней части корпуса – два патрубка для выхода теплоносителя, а в верхней части корпуса – фланец для крепления корзины. Внутри корпуса реактора расположена корзина и две обечайки для организации потока теплоносителя из напорного коллектора для охлаждения корпуса реактора, выполняющие функции теплового экрана, радиационной защиты [1, 4, 9].

Сверху корпус закрыт двумя эксцентрично расположенными поворотными пробками (малая – МПП и большая – БПП), предназначенными для перегрузочных операций и биологической защиты. На верхней плите МПП размещены исполнительные механизмы рабочих органов (РО) СУЗ.

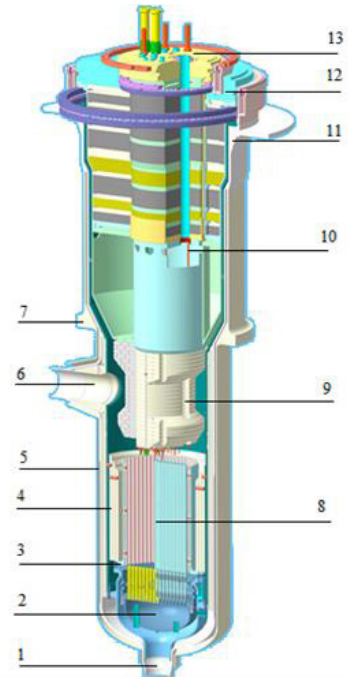


Рис. 2. Реактор BOR-60 в разрезе: 1 – входной патрубок; 2 – напорный коллектор реактора; 3 – корзина; 4 – тепловая и радиационная защита корпуса реактора; 5 – страховочный кожух; 6 – выходной патрубок; 7 – опорный фланец; 8 – сборки активной зоны и БЗ; 9 – перегрузочный канал; 10 – привод РО СУЗ; 11 – опорный фланец; 12 – БПП; 13 – МПП

К низу корзины прикреплен фланец напорного коллектора, предназначенный для установки ТВС, сборок бокового экрана (СБЭ), гильз РО СУЗ и гидравлического профилирования расхода натрия по сборкам. Напорный коллектор состоит из входной камеры, камер низкого (КНД) и высокого (КВД) давления. Теплоноситель (натрий) из входной камеры поступает в КВД, в которой находятся 265 дроссельных втулок для распределения потока теплоносителя по всем сборкам реактора. Втулки напорного коллектора обеспечивают необходимый расход натрия через сборки за счет диаметра торцевых отверстий (для сборок, запитанных из КНД) и боковых отверстий (для сборок, запитанных из КВД) [1, 9].

ПТО предназначен для передачи тепла от натрия первого контура к натрию второго контура. На РУ используются теплообменники вертикального типа. ВТО используется для отвода тепла натрия второго контура атмосферным воздухом и представляет собой конструкцию, состоящую из теплообменных секций, имеющих отключение по тракту натрия и воздуха.

ПГ обеспечивают производство пара для турбогенератора и ТФУ, а также используются для теплосъема при аварийном расхолаживании реактора. На реакторе БОР-60 испытывали различные ПГ, в настоящее время эксплуатируются два хорошо зарекомендовавших себя ПГ обратного типа (ОПГ) [9]:

- ОПГ-1 – модульного типа, прямоточный с сепаратором на выходе пара из испарителя, в работе с 1981 г.

- ОПГ-2 представляет собой кожухотрубный теплообменник, в котором экономайзер, испаритель и пароперегреватель совмещены в одном корпусе, в работе с 1991 г.

При пуске реактора БОР-60 тепловая мощность достигает номинального значения за 10–12 часов. При этом температура натрия на входе в реактор возрастает с 230–250°C до 310–330°C, а на выходе реактора до 480–520°C. В процессе планового останова реактора тепловая мощность снижается до нулевого значения, а температуры натрия на входе и выходе реактора до ~250°C за ~10 часов. При аварийном останове реактор переводится в подкритическое состояние за время от долей секунд (срабатывание быстрой аварийной защиты) до нескольких минут (срабатывание медленной аварийной защиты). В процессе перегрузки, во время планово-предупредительного ремонта сборки находятся в реакторе при температуре от 220 до 230°C [1, 9].

Картограмма загрузки реактора БОР-60 состоит из 265-ти ячеек (рис. 3) [1, 9]. Конструктивной особенностью а.з. реактора является его возможность работать с различным числом штатных и экспериментальных ТВС, а также нетопливных сборок, т.е. предусмотрена возможность изменения компоновок и размеров а.з. Для загрузки штатных ТВС в реакторе предусмотрено до 156-ти ячеек, под РО СУЗ выделено семь

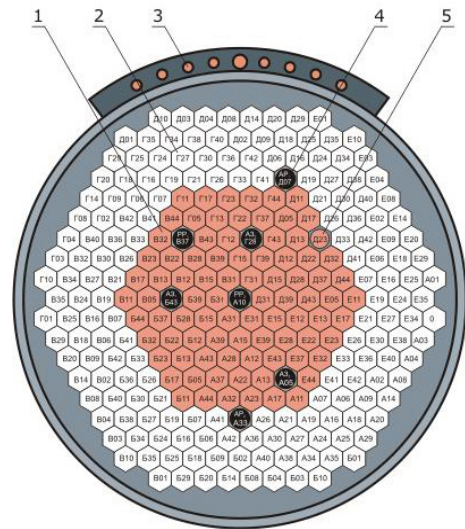


Рис. 3. Картограмма реактора БОР-60: 1 – ТВС; 2 – сборки БЭ; 3 – вертикальные ЭК (диаметр от 90 до 230 мм); 4 – РО СУЗ (АР, РР, АЗ); 5 – инструментальная ячейка D23

ячеек, а остальные ячейки заполняются СБЭ. Экспериментальные сборки могут загружаться в любые ячейки а.з. и БЭ за исключением ячеек, занятых под РО СУЗ.

Штатные ТВС с размером «под ключ» 44 мм содержат 37 твэлов диаметром 6,0 мм (толщина оболочки 0,3 мм). Дистанционирование твэлов осуществляется спирально навитой проволокой. СБЭ реактора по внешним размерам аналогичны размерам ТВС и могут быть как воспроизводимыми из обедненного урана, так и стальными [9].

РО СУЗ реактора BOR-60 состоят из трех групп: три РО аварийной защиты (А31, А32, А33); две РО ручного регулирования (РР1, РР2); две РО автоматического регулирования (АР1, АР2) [1, 9].

За годы эксплуатации реактора BOR-60 компоновки а.з. и БЭ претерпевали существенные изменения. С 1969 г. до конца 1970-х гг. реактор работал на таблеточном топливе из высокообогащенного оксида урана (90%  $^{235}\text{U}$ ) и стальных СБЭ. В 1980-е гг. а.з. реактора была переведена на ТВС со смешанным уран-плутониевым оксидным топливом, изготовленным по виброуплотненной технологии, а БЭ – на воспроизводящие сборки. В настоящее время реактор работает на виброуплотненном урановом оксидном топливе (70%  $^{235}\text{U}$ ) и со стальным СБЭ. Число штатных ТВС в реакторе BOR-60 изменялось от 85–90 в начальный период эксплуатации и до 110–120-ти в последний период [1], а число экспериментальных ТВС изменялось в соответствии с экспериментальными программами. Также изменялись конструкция и состав РО СУЗ, продолжительность МК и плановых остановов, максимальная тепловая мощность реактора и т.д. Успешный опыт эксплуатации реактора BOR-60 на практике продемонстрировал широкие возможности работы БН-реакторов с различными видами топлива.

### Оценка прочности корпуса и ВКУ

Для оценки остаточного ресурса и обоснования безопасности эксплуатации реактора BOR-60 были проведены расчетно-экспериментальные исследования с учетом фактических данных по условиям и параметрам эксплуатации.

Исследованы распределения плотности потока нейтронов и скорости накопления повреждающих доз в реакторе, проведены верификации расчетных моделей и программ. В результате выполненной работы снижены погрешности расчетов и уточнены значения флюенсов нейтронов и повреждающих доз в различных элементах реактора по состоянию на 31.12.2025 г. и сделан прогноз на 31.12.2028 г. [10, 11]. В таблице 2 перечислены основные критические элементы реактора BOR-60 [10] и приве-

Таблица 2

### Температуры, флюенсы быстрых нейтронов и повреждающие дозы на основных критических элементах реактора BOR-60

Элементы конструкции	$T, ^\circ\text{C}$	31 декабря 2025 г.		31 декабря 2028 г. (прогноз)	
		$F_{0,1}, \text{см}^{-2}$	$D, \text{сна}$	$F_{0,1}, \text{см}^{-2}$	$D, \text{сна}$
Шпильки плит МПП	200–515	7,6E+22	28,7	8,0E+22	29,7
Шпильки плит БПП	200–515	5,4E+22	19,8	5,6E+22	20,8
Корзина	200–515	6,3E+22	20,8	6,7E+22	21,8
Коллектор	200–360	5,2E+22	18,8	5,4E+22	19,8
Корпус	200–400	3,2E+22	10,3	3,4E+22	10,9
Кожух	200–350	2,5E+22	8,1	2,7E+22	8,6

дены диапазоны рабочих температур ( $T$ ), значения флюенсов быстрых нейтронов с энергией  $E > 0,1$  МэВ ( $F_{0.1}$ ) и повреждающих доз ( $D$ ) [1, 10, 11].

Основными конструкционными материалами реактора БОР-60 являются коррозионно-стойкие жаропрочные стали аустенитного класса типов X18H9 и X18H10T. Наибольшее значение повреждающей дозы в реакторе БОР-60 приходится на нижние плиты и шпильки биологической защиты МПП и БПП. Стальные плиты МПП и БПП расположены над а.з., скреплены между собой и подвешены к поворотным пробкам с помощью шпилек. Шпильки работают под воздействием осевых растягивающих напряжений, интенсивного реакторного излучения, температурных градиентов и циклических изменений температур, связанных с пусками и остановками реактора. Кроме этого шпильки подвергаются воздействию нижних плит, распухающих под воздействием нейтронного излучения [9]. Воздействие высоких температур и нейтронного облучения приводит к деградации и охрупчиванию металла элементов крепления плит. В результате в процессе эксплуатации возможно частичное разрушение наиболее нагруженных шпилек. Поэтому при расчетном обосновании прочности критических узлов реактора целостности конструкции МПП и БПП было уделено особое внимание.

Поскольку замена БПП и МПП является большой и трудоемкой работой, которая на длительное время выведет РУ БОР-60 из эксплуатации, они были отнесены к категории незаменимых элементов. Для получения экспериментальных данных о состоянии материала плит и шпилек и обоснования продления срока службы реактора РУ БОР-60 были обобщены данные по исследованиям механических свойств образцов сталей типа X18H9 и X18H10T, эксплуатировавшихся в составе заменяемых элементов реактора (чехлы ТВС, СБЭ, пеналы и т.п.) или специально облученных до требуемых повреждающих доз.

Обобщенные данные показывают, что в интервале температур 520 – 550°C облучение стали типа X18H10T вызывает упрочнение материала вплоть до значений повреждающей дозы ~12 сна, после чего предел текучести выходит на насыщение на уровне 450 – 460 МПа и при увеличении дозы до 32 сна остается неизменным. Упрочнение сопровождается снижением характеристик пластичности.

Трансмиссионная электронная микроскопия микроструктуры исследованных образцов стали 12X18H10T в аустенизированном состоянии показала, что ее параметры сходны с микроструктурой материала шпилек при температуре эксплуатации выше 540°C, а распухание составляет 0,5 – 1,2% при максимальной дозе ~32 сна. Механические испытания образцов, облученных при 540 – 590°C до дозы 32 сна, на растяжение при 20, 520 и 560°C выявили пластический характер разрушения.

Для анализа прочности критичных элементов ВКУ были разработаны расчетные модели реактора БОР-60 с использованием аттестованного расчетного комплекса ANSYS, учитывающие эффекты радиационного распухания и радиационно-термической ползучести элементов конструкций ВКУ [8].

Выполнены расчеты на статическую, циклическую прочность с учетом истории и прогноза циклических нагрузений на период до конца 2028 г. Для оцениваемых элементов конструкции реактора (корпуса, кожуха, корзины, выходного патрубка и напорного коллектора) максимальное ожидаемое повреждение составит  $\alpha = 0,51$ , что свидетельствует о выполнении условия циклической прочности ( $\alpha \leq 1$ ).

Результаты расчета накопленной деформации с учетом деформации ползучести и радиационного распухания шпилек показали, что средняя по сечению накопленная

осевая деформация, включающая в себя мембранную компоненту и радиационную ползучесть, не превышает 1%, изгибная деформация – 2%, а максимальная суммарная деформация – 5% [12].

Анализ запроектных аварийных ситуаций, связанных с разрушением шпилек и падением защитных плит на а.з., показал, что даже для самого неблагоприятного случая – аварии с обрывом всех шпилек и падением МПП на сборки при работе реактора на мощности и отказом всех РО СУЗ – плавления а.з. не произойдет. Следует отметить, что вероятность одновременного разрушения всех шпилек с учетом достигнутых повреждающих доз, накопленных циклических и статических повреждений по состоянию на конец 2028 г. не превышает  $2,62 \cdot 10^{-12}$  в год.

### **Анализ состояния и обоснование безопасности трубопроводов и оборудования натриевых контуров**

В рамках работ по продлению ресурса работы РУ БОР-60 до сорока лет и более проведено исследование состояния и механических характеристик методом разрушающего контроля материалов трубопроводов (стали марок X18H9 и X18H10T), относящихся к первому и второму контурам. Образцы для анализа вырезались из фрагментов труб, демонтированных с замененного оборудования, либо непосредственно из действующих контуров с учетом технической возможности и доступности подобных операций. Ключевые итоги оценки свойств материалов после эксплуатации продолжительностью от 35-ти до 38-ми лет таковы: существенного ухудшения характеристик не выявлено, структурные изменения носят незначительный характер, содержание неметаллических включений (карбидов и карбонитридов) находится в пределах нормативных значений, глубина коррозионных поражений не превышает 10 мкм, а пластичность соответствует требованиям норм прочности. В качестве примера можно привести данные по трубопроводу второго контура (диаметр 325 мм, толщина стенки 12 мм, сталь типа 1X18H9), проработавшему 38 лет при максимальной температуре до 480°C. Установлено: химический состав соответствует сертификату на материал; неметаллических включений – не выше 3 баллов; в структуре металла при размере зерна 6–7 баллов наблюдаются как участки с крупным зерном (1–2 балла), так и с мелким (8–9 баллов). При испытаниях на 20 °C фиксируется заметный рост предела прочности (до ~700 МПа) и относительного удлинения (до ~70%). При температуре 600°C относительное удлинение составляет 33% при допустимом для данного материала значении 22%.

Прогнозная оценка коррозионного повреждения материалов трубопроводов и оборудования первого и второго контуров, изготовленных из аустенитных сталей типа X18H9 и X18H10T, при эксплуатации в течение 60-ти лет при проектных характеристиках не превысит 20 мкм.

Для обоснования возможности продления эксплуатации РУ БОР-60 до конца 2028 г. выполнены прочностные расчеты оборудования и натриевых трубопроводов с применением современных вычислительных кодов и нормативных требований на статическую и циклическую прочность, длительную статическую и циклическую прочность, сопротивление вязкому и хрупкому разрушению, а также максимальное сейсмическое воздействие с учетом фактических и прогнозируемых условий работы. Результаты расчетов показывают: статическая и длительная прочность, а также сопротивление хрупкому (вязкому) разрушению обеспечены для всех элементов;

расчетная накопленная усталостная поврежденность для самого нагруженного элемента составляет не более 0,65, что значительно ниже единицы.

Результаты анализа истории эксплуатации, обследования технического состояния и расчеты прочности оборудования и трубопроводов показывают, что они находятся в удовлетворительном состоянии и пригодны для дальнейшей эксплуатации.

### **Основные условия обеспечения безопасности реактора**

Конструкция реактора и технологическая схема РУ БОР-60 обеспечивают охлаждение реактора и съем остаточного тепловыделения за счет естественной циркуляции натрия в первом и втором контурах и последующую передачу тепла в окружающую среду с развитием естественной циркуляции в ВТО. Даже при потере электроснабжения и прекращении принудительной циркуляции во всех контурах условия охлаждения РУ обеспечиваются. Полученный опыт эксплуатации двухпетлевой схемы охлаждения РУ БОР-60 заслуживает особенного внимания при проектировании перспективных БН-реакторов. С использованием расчетной модели БОР-60 по коду ЕВКЛИД.V1 были проведены расчеты, подтверждающие надежную и безопасную эксплуатацию [7]. Для повышения условий ядерной безопасности были модернизированы РО СУЗ реактора. Так РО АЗ и РО РР многоэлементной конструкции заменены на одноэлементные, что позволило повысить их эффективность. РО АР также были заменены на одноэлементные, но с использованием карбида бора природного обогащения взамен высокообогащенного, что позволило снизить их стоимость и эффективность.

### **Испытания технологического оборудования**

На РУ БОР-60 проводились ресурсные испытания и исследования режимов работы пяти ПГ «натрий-вода» различной конструкции: корпусный змеевиковый, секционный (модель модуля ПГ реактора БН-600 ПГМ-200М), микромодульный прямой, два ПГ обратного типа (натрий в трубках, пароводяная смесь в межтрубном пространстве).

Выполненные испытания ПГ показали их высокую надежность в работе, только ПГМ-200М после 15 160-ти часов был выведен из эксплуатации по причине межконтурной неплотности. В настоящее время на РУ БОР-60 эксплуатируются два обратных парогенератора – ОПГ-1 и ОПГ-2. Характеристики и параметры эксплуатации ПГ приведены в табл. 3 [1, 2].

Конструктивное исполнение парогенератора ОПГ-2, в котором экономайзер, испаритель и пароперегреватель совмещены в одном корпусе, позволило существенно снизить его массу.

Проведением аварийных экспериментов обоснованы параметры и режимы работы систем аварийной защиты ПГ, а ресурсными испытаниями обосновано применение нейтрального водно-химического режима для питательной воды ПГ.

На протяжении всего срока эксплуатации циркуляционные натриевые насосы (ЦНН) центробежного типа, разработанные и изготовленные ОКБМ (г. Нижний Новгород), показали высокую надежность. Максимальная наработка насоса ЦНН-1 первого контура составила около 373 тысяч часов. За весь период эксплуатации на одном из насосов первого контура была произведена замена выемной части (1973 г.) из-за дефекта вала (деформация). Прогиб вала составлял 1 мм, причиной нарушения стала ошибка в технологии термообработки после сварки составных частей вала. Остальные три ЦНН работают без замечаний по настоящее время. В процессе эксплуатации

### Характеристики и параметры эксплуатации парогенераторов ОПГ-1 и ОПГ-2

Наименование характеристик	Микромодульный обратный ОПГ-1	Модульный обратный ОПГ-2
Начало эксплуатации, г.	1981	1991
Длительность работы, ч	231 800	191 150
Тепловая мощность, МВт	28	26,3
Паропроизводительность, т/ч	42	39
Температура питательной воды, °С	210	210
Температура перегретого пара, °С	475	460
Давление пара, бар	90	90
Расход натрия, т/ч	400	430
Температура натрия на входе, °С	480	480
Температура натрия на выходе, °С	280	283
Вес, т	28,5	9,1
Максимальный тепловой поток, МВт/м <sup>2</sup>	0,450	0,550

ЦНН совместно с ОКБМ была усовершенствована конструкция газового масляного уплотнения вала, что позволило значительно увеличить ресурс узла уплотнения.

Проведенные исследования кратковременных механических свойств образцов металла трубопровода питательной воды третьего контура РУ БОР-60 показали, что прочностные характеристики металла после длительной эксплуатации (~295 000 часов) практически не изменились и остаются на уровне исходных значений. При этом характеристики пластичности и значения сужения снизились, но остаются на достаточно высоком уровне (не ниже 17%) и удовлетворяют требованиям ПНАЭ Г-7-002-86 [13].

В ходе испытаний образцов на ударный изгиб при температуре 20°С и при рабочих температурах получены высокие значения запасенной энергии и ударной вязкости. Микроструктура поверхности разрушения после испытаний при температурах 20, 200 и 250°С соответствует вязкому транскристаллитному разрушению.

Общая коррозия основного металла трубопровода незначительна и по консервативным оценкам ее скорость менее 0,001 мм/год, а скорость язвенной коррозии (оцененная с учетом максимальных значений язвенных повреждений) не превышает 0,014 мм/год.

### Совершенствование технологии натриевого теплоносителя

Опыт эксплуатации РУ БОР-60 внес значительный вклад в совершенствование технологии натриевого теплоносителя. На основании полученного опыта и исследований разработаны новые устройства, методы расчетов процессов и средства управления радиационным состоянием БН-реакторов [2].

Разработана технология удаления из натрия радионуклидов цезия, адсорберы АЦ и МАВР (малогабаритные адсорберы для выведения радионуклидов); их применение обеспечило улучшение условий радиационной безопасности на РУ БОР-60, БН-350, БН-600 [2].

Разработаны устройство и комплекс аппаратуры «ЦеНа», обеспечивающие оперативный контроль активности радионуклидов цезия в теплоносителе при их относительной доле от  $10^{-3}$  до  $10^{-5}$  активности  $^{24}\text{Na}$ . Повышена информативность оперативной системы контроля герметичности оболочек тепловыделяющих элементов [2].

Выполненные исследования позволили получить экспериментальные данные и разработать феноменологические модели для расчета накопления радионуклидов и прогнозирования радиационной обстановки в первом контуре БН-реакторов.

Разработаны и внедрены технологии удаления радионуклидов, натрия и примесей из отработавших холодных ловушек примесей первого контура, а также регенерации холодных ловушек второго контура. Подтверждена возможность повторного использования ловушек.

Ухудшение радиационной обстановки проявилось на всех БН-реакторах в первые 3 – 5 лет эксплуатации из-за накопления в натрии и на оборудовании радионуклидов цезия (выход из поврежденных твэлов составляет 5 – 30%). Удельная активность  $^{137}\text{Cs}$  в натрии реактора БОР-60 достигала 1 МБк/г, вклад цезия в мощность дозы от оборудования превышал 60%. Из десятка различных рассмотренных поглотителей цезия выбраны графитовые материалы, доказана безопасность их использования и высокая эффективность очистки, выбраны оптимальные режимы эксплуатации.

На РУ БОР-60 внедрена стационарная система очистки гранулированным графитом и используются высокоэффективные компактные адсорберы с карбонизатом, из первого контура реактора удалено и локализовано в адсорберах 10 000 Ки радионуклидов цезия.

Для очистки натрия первого контура реактора БОР-60 от радиоактивных продуктов коррозии ( $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ) были выполнены исследования на спектрометрической петле и испытания в реакторе двух различных конструкций ловушек.

Радиационный подогреватель из вольфрама и большая поверхность поглотителя (Ni) обеспечивают более высокую эффективность по сравнению с зарубежными аналогами:

- для удаления  $^{54}\text{Mn}$  с поверхностей оборудования первого контура необходимо семь ловушек, содержащих около 6 м<sup>2</sup> никелевой фольги;
- использование ловушек в период работы реактора перед выводом из эксплуатации позволяет за два года снизить активность  $^{54}\text{Mn}$  в контуре в шесть раз, а активность  $^{65}\text{Zn}$  – в 100 раз;
- демонтаж оборудования первого контура будет более радиационно-безопасным;
- теоретический анализ и результаты экспериментов в реакторе подтверждают принципиальную возможность глубокой очистки и снижения удельной активности изотопов цезия в теплоносителе ниже 10 Бк/г;
- глубокая очистка натриевого теплоносителя может быть обеспечена последовательной установкой пяти компактных ловушек цезия в период работы реактора;
- после очистки радиоактивность натриевого теплоносителя будет определяться изотопом  $^{22}\text{Na}$ , а после 30-летней выдержки натрий может быть использован как нерадиоактивный материал.

### Испытания топлива и конструкционных материалов в реакторе БОР-60

Реактор БОР-60 эффективно используется для облучения конструкционных и топливных материалов в широком диапазоне температур и повреждающих доз.

Выполненные исследования позволили изучить важные особенности поведения конструкционных материалов при высоких дозах облучения и выбрать оптимальные сплавы, а также режимы механической и термической обработки. Результаты реакторных испытаний образцов сталей аустенитного класса явились основой для совершенствования и эффективного использования в БН-реакторах. С целью поиска оптимальных вариантов легирования и вида предварительной обработки оболочек твэлов в BOR-60 проведена большая серия испытаний твэлов с оболочками из сталей типа ЭИ-847 и ЭП-172, а также высоконикелевых сплавов ЧС-42 и ЧС-43. При послереакторных исследованиях (ПРИ) были получены результаты о положительном влиянии легирования бором и редкоземельными элементами, а также холодной деформации на радиационную и коррозионную стойкость сталей аустенитного класса, которые использованы при разработке следующего поколения материалов оболочек твэлов – сталей ЧС68 х.д. и ЭК164 х.д. [1].

В качестве альтернативы аустенитным сталям, склонным к радиационному набуханию, на реакторе BOR-60 были проведены испытания ферритно-мартенситной стали ЭП450 на предмет ее радиационной стойкости. Испытаниям подвергались образцы, а также оболочки твэлов и чехлы ТВС. Полученные результаты легли в основу решения о применении данной стали для чехлов ТВС в реакторах БН-600 и БН-800. Было установлено, что материал демонстрирует высокую устойчивость к радиационному вспучиванию и может использоваться для оболочек твэлов вплоть до высоких значений повреждающих доз. Вместе с тем ограничивающими факторами при температурах свыше 650°C является низкая жаропрочность и недостаточная коррозионная стойкость во внутритвэльной среде. На основании этих данных во ВНИИНМ были созданы ферритно-мартенситные стали с улучшенной жаропрочностью — марки ЧС139 и ЭК181, которые предполагается применять в качестве материала для оболочек твэлов реактора БН-1200М.

В 1970-е гг. в реакторе BOR-60 проведено облучение четырех экспериментальных ТВС с макетами твэлов реактора БН-600 с уран-плутониевым оксидным таблеточным топливом (доля плутония 20%) до выгорания выше 10% т.а. При ПРИ впервые были получены отечественные данные о состоянии твэлов со смешанным топливом – распределение и химическое состояния продуктов деления, влияние стехиометрии топлива на физико-химическое взаимодействие с оболочками, радиальное перераспределение урана и плутония [1].

На базе реактора BOR-60 выполнен комплекс исследовательских работ, направленных на обоснование возможности организации замкнутого ядерного топливного цикла для реакторов с виброуплотненным уран-плутониевым оксидным топливом. В рамках этих работ с применением сухих технологий переработки отработавшего ядерного топлива велись исследования по созданию конструкции твэла, пригодной для изготовления с помощью автоматизированных дистанционно управляемых процессов. Итогом стало формирование концепции твэла, активная зона которого выполнена из виброуплотненного полидисперсного гранулята на основе оксидов урана и плутония, с добавлением гранулированного металлического урана в качестве геттера.

В 1992 г. стартовали работы, посвященные рециклу уран-плутониевого ядерного топлива. С применением пирохимических методов была переработана облученная топливная композиция реакторов БН-350 и BOR-60 при выгорании 4,6; 21 и 24% т.а. Полученный в итоге переработки гранулированный диоксид плутония послужил

материалом для изготовления опытных твэлов методом виброуплотнения; их последующее испытание в реакторе БОР-60 успешно завершилось при достижении выгорания 15,3% т.а.

В период 1992 – 1994 гг. выполнен цикл исследований, обосновывающих пирроэлектрохимический способ получения гранулированного оксидного топлива, содержащего нептуний. Изготовленная партия гранулированного уран-нептуниевого топлива была использована при производстве экспериментальных виброуплотненных твэлов, облучение которых продолжалось вплоть до выгорания около 20% т.а. [1].

На реакторе БОР-60 многократно проводились испытания различных топливных композиций, нацеленные на выжигание плутония и трансмутацию минорных актинидов [3]. Специалистами ВНИИНМ, ФЭИ и НИИАР были изготовлены экспериментальные твэлы с повышенным содержанием плутония на основе оксидов, нитридов и химических соединений плутония в инертных матрицах. По итогам облучения твэлов и ПРИ получены экспериментальные данные о радиационной стойкости этих изделий, выявлены факторы и явления, определяющие их состояние и работоспособность.

Для обоснования проектов быстрых реакторов в БОР-60 проводятся длительные массовые испытания твэлов с оболочками из перспективных материалов и плотным смешанным нитридным уран-плутониевым топливом [14].

Показана возможность выжигания минорных актинидов в различных спектрах нейтронов. В настоящее время проводятся реакторные испытания по исследованию и оценке возможности гетерогенного выжигания минорных актинидов в боковых экранах БН-реакторов [3, 15].

## Заключение

По продолжительности эксплуатации РУ БОР-60 занимает лидирующую позицию в мире, продолжая демонстрировать потенциальные возможности длительной эксплуатации быстрых натриевых реакторов. С момента пуска РУ БОР-60 функционирует с турбинной установкой, а с 1991 г. после создания теплофикационной установки эксплуатируется в режиме атомной теплоэлектроцентрали.

Многолетний успешный опыт эксплуатации РУ БОР-60 внес значительный вклад в совершенствование технологии натриевого теплоносителя. На основании полученного опыта и исследований разработаны новые устройства, методы расчетов процессов, средства и методики поддержания качества теплоносителя, что позволяет использовать натриевый теплоноситель в первом и втором контурах охлаждения без замены.

В РУ БОР-60 накоплен значительный и многогранный опыт эксплуатации оборудования и систем, включая технологии технического обслуживания и ремонта. Проведены испытания опытных образцов оборудования для быстрых натриевых реакторов.

Получены экспериментальные данные об изменениях физико-механических свойств материалов активной зоны, оборудования и трубопроводов в различных контурах РУ БОР-60.

Выполненные расчетно-экспериментальные исследования реальных условий эксплуатации реактора БОР-60 позволили снизить погрешности моделирования напряженно-деформированного состояния ВКУ реактора и получить верифицированные прогнозные данные до конца 2028 г. Полученные результаты анализа

прочности обосновывают сохранение целостности и несущей способности корпуса и ВКУ, а также возможность продления срока безопасной эксплуатации РУ BOR-60 за пределы ранее установленного ресурса.

В реакторе BOR-60 проведены массовые высокодозные испытания различных топливных и конструкционных материалов. Продемонстрирована возможность эксплуатации МОКС-топлива, а также уникальные возможности БН-реакторов по использованию различных видов топлива и трансмутации минорных актинидов.

С использованием накопленного опыта эксплуатации и выполненных экспериментальных исследований на BOR-60 была разработана концепция многоцелевого исследовательского быстрого реактора МБИР.

Лицензия на эксплуатацию реактора BOR-60 продлена до 30.12.2028 г. В настоящее время проводятся работы по оценке остаточного ресурса оборудования и возможности дальнейшего продления срока эксплуатации РУ BOR-60.

### Литература

1. Тузов А.А., Ижутов А.Л., Крашенинников Ю.М., Жемков И.Ю., Крюков Ф.Н. Роль исследовательского реактора BOR-60 в освоении и развитии быстрых реакторов. *Атомная энергия*. 2024;136(5–6):193–202. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5395> (дата обращения 10.04.2026).

2. Гаджиев Г.И., Ефимов В.Н., Жемков И.Ю., Корольков А.С. и др. Некоторые экспериментальные работы, выполненные на реакторе BOR-60. *Атомная энергия*. 2001;91(5):369–378. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3888> (дата обращения 10.04.2026).

3. Момотов В.Н., Волков А.Ю., Тихонова Д.Е. Послереакторные радиохимические исследования диоксидов нептуния и америция, облученных в реакторе BOR-60. Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» за 2022 г. Димитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2023, с. 193–196. URL: [https://elibrary.ru/download/elibrary\\_60033444\\_20958535.pdf](https://elibrary.ru/download/elibrary_60033444_20958535.pdf) (дата обращения 10.04.2026).

4. Izhutov A.L., Krasheninnikov Y.M., Zhemkov I.Y., Varivtsev A.V., Naboishchikov Y.V., Neustroev V.S., Shamardin V.K. Prolongation of the BOR-60 reactor operation. *Nuclear Engineering and Technology*. 2015;47(3):253–259. DOI: 10.1016/j.net.2015.03.002

5. Ижутов А.Л., Петелин А.Л., Крашенинников Ю.М., Жемков И.Ю., Харлов В.Б. Опыт эксплуатации реакторной установки BOR-60: работы по повышению безопасности и продлению срока эксплуатации. Международная конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок». Тезисы докладов. Димитровград, 2021, с. 7–8. URL: [https://www.niiar.ru/sites/default/files/conproc/tezisy\\_bezопасnost\\_iyau\\_19-21.05.21.pdf](https://www.niiar.ru/sites/default/files/conproc/tezisy_bezопасnost_iyau_19-21.05.21.pdf) (дата обращения 10.04.2026).

6. Мосунова Н.А. Интегральный код ЕВКЛИД/V1 для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Часть 1: Базовые модели. *Теплоэнергетика*. 2018;5:69–84. DOI: <https://doi.org/10.1134/S0040363618050065>

7. Вепрев Д.П., Кузьмичев С.А., Шершов А.В., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Боев А.В., Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В. Валидация интегрального расчетного кода ЕВКЛИД/V1 на экспериментальных данных BOR-60. *Атомная энергия*. 2023;134(3–4):223–228. URL: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5294> (дата обращения 10.04.2026).

8. Ижутов А.Л., Крашенинников Ю.М., Полоз М.В., Болтыров А.А., Никитченко И.А. Расчетное обоснование прочности критических элементов РУ BOR-60 при продлении срока эксплуатации. Материалы XXIV Международной конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам. ОКБ «Гидропресс», Подольск, 2024, с. 90–98.

9. Жемков И.Ю. Научно-методическое сопровождение эксплуатации исследовательского реактора на быстрых нейтронах: автореферат диссертации на соиск. учен. степ. д.т.н.

Димитровград, 2014. URL: <https://www.dissercat.com/content/nauchno-metodicheskoe-soprovozhdenie-ekspluatatsii-issledovatel'skogo-reaktora-na-bystrykh-ne> (дата обращения 10.04.2026).

10. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Ишунина О.В., Попыванов К.В. Расчетно-экспериментальная оценка флюенса нейтронов и повреждающей дозы на критических элементах реактора БОР-60. Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» за 2022 г. Димитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2023, с. 53–55. URL: [https://elibrary.ru/download/elibrary\\_60033257\\_57997567.pdf](https://elibrary.ru/download/elibrary_60033257_57997567.pdf) (дата обращения 10.04.2026).

11. Меркулов А.И., Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В., Попыванов К.В. Расчет флюенса нейтронов и повреждающей дозы на критических элементах реактора БОР-60 по усовершенствованной нейтронно-физической модели с кодом нового поколения MCU-FR. Научный годовой отчет АО «ГНЦ НИИАР» за 2024 г. Димитровград, АО «ГНЦ НИИАР», 2025, с. 43–45. URL: [https://elibrary.ru/download/elibrary\\_82507811\\_67999246.pdf](https://elibrary.ru/download/elibrary_82507811_67999246.pdf) (дата обращения 10.04.2026).

12. Ижутов А.Л., Крашенинников Ю.М., Полоз М.В., Болтыров А.А., Никитченко И.А. Расчетные аспекты продления срока эксплуатации РУ БОР-60. XII Межотраслевой семинар «Прочность и надежность оборудования», АО «НИКИЭТ». Звенигород, 2024, с. 75–81.

13. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86). М.: Энергоатомиздат, 1989. URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200037730> (дата обращения 10.04.2026).

14. Крюков Ф.Н., Беляева А.В., Никитин О.Н., Гринь П.И., Жемков И.Ю., Скупов М.В., Тарасов Б.А., Забудько Л.М. Результаты облучения в БОР-60 и послереакторных исследований экспериментальных твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом. *Атомная энергия*. 2024;136(5–6):208–212. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5397/5388> (дата обращения 10.04.2026).

15. Жемков И.Ю., Набойщиков Ю.В. Эффективность выжигания минор-актинидов в быстром и промежуточном спектрах нейтронов. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2025;1:31–43. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2025/issue2025-1-31-43.pdf> (дата обращения 10.04.2026). EDN: EIBJPR.

Поступила в редакцию 23.03.2026

После доработки 20.04.2026

Принята к опубликованию 12.05.2026

## Авторы

Тузов Александр Александрович, директор, к.т.н.,

E-mail: [aatuzov@niiar.ru](mailto:aatuzov@niiar.ru)

Ижутов Алексей Леонидович, заместитель директора – научный руководитель, к.т.н.,

E-mail: [Izhutov@niiar.ru](mailto:Izhutov@niiar.ru)

Крашенинников Юрий Михайлович, главный инженер департамента исследовательских реакторов,

E-mail: [krash@niiar.ru](mailto:krash@niiar.ru)

Жемков Игорь Юрьевич, главный научный сотрудник – эксперт, д.т.н.,

E-mail: [ziu@niiar.ru](mailto:ziu@niiar.ru)

Петелин Алексей Леонидович, начальник отделения «Реакторный исследовательский комплекс»,

E-mail: [pal@niiar.ru](mailto:pal@niiar.ru)

Набойщиков Юрий Владимирович, начальник лаборатории,

E-mail: [n\\_yu\\_v@pub.niiar.ru](mailto:n_yu_v@pub.niiar.ru)

Неустроев Виктор Степанович, главный научный сотрудник, д.т.н.,

E-mail: neustroev@niiar.ru

Киреев Николай Викторович, старший научный сотрудник,

E-mail: nvkireev@niiar.ru

Попыванов Кирилл Вадимович, младший научный сотрудник,

E-mail: popyvanov.kir@mail.ru

UDC 621.039.51

## Operating Experience and Service Life Extension of the BOR-60 Experimental Fast Reactor

**Tuzov A.A., Izhutov A.L., Krasheninnikov Yu.M., Zhemkov I.Yu., Petelin A.L., Naboyshchikov Yu.V., Neustroev V.S., Kireev N.V., Popyvanov K.V.**

RIAR JSC,

9 Zapadnoye Sh., 433510 Dimitrovgrad, Ulyanovsk reg., Russia

### Abstract

The fast-neutron sodium-cooled reactor BOR-60 has been in operation since late 1969, running at design parameters for over 55 years. The reactor was designed as a prototype for a fast-neutron nuclear power plant, aiming to validate fundamental design engineering solutions for advanced fast power reactors. The originally planned 20-year service life has been extended several times, based on positive performance results of the equipment and systems, as well as on assessments of residual life – using refined data on the radiation and corrosion resistance of core components, equipment, and sodium circuit piping. The reactor plant has been operated without replacing the main process equipment of the first and second sodium-coolant cooling circuits, as well as the key components of the third steam-water circuit – such as the steam turbine, electric generator, etc. The operational experience gained from the BOR-60 reactor was used in the development of the BN-350 and BN-600 power reactors, as well as in new-generation BN reactor projects. Large-scale high-dose testing of various fuel and structural materials for different types of nuclear and thermonuclear reactors has been conducted and is still ongoing in the BOR-60 reactor. Research has been carried out on the physics, dynamics, and safety of BN-type reactors, along with the verification of computational codes, etc. The paper presents the main operational results, including work on the computational and experimental justification for extending the service life of the BOR-60.

**Keywords:** BOR-60 reactor plant, nuclear core, fuel element assembly, operational life extension, material resistance, CRS.

**For citation:** Tuzov A.A., Izhutov A.L., Krasheninnikov Yu.M., Zhemkov I.Yu., Petelin A.L., Naboyshchikov Yu.V., Neustroev V.S., Kireev N.V., Popyvanov K.V. Operating Experience and Service Life Extension of the BOR-60 Experimental Fast Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;2:97–114. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.2.07> (in Russian).

### References

1. Tuzov A.A., Izhutov A.L., Krasheninnikov Yu.M., Zhemkov I.Yu., Kryukov F.N. Role of the BOR-60 research reactor in the development of fast reactors. *Atomic Energy*. 2024;136(5–6):233–244. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-024-01156-x>

2. Gadzhiev G.I., Efimov V.N., Zhemkov I.Yu., Korol'kov A.S., Polyakov V.I., Shtynda Yu.E., Revyakin Yu.L. Some Experimental Work Performed at the BOR-60 Reactor. *Atomic Energy*. 2001;91(5):913–922. DOI: <https://doi.org/10.1023/A:1014265807449>
3. Momotov V.N., Volkov A.Yu., Tikhonova D.E. Post-irradiation radiochemical studies of neptunium and americium dioxides irradiated in the BOR-60 reactor. Scientific Annual Report of RIAR JSC – 2023. Dimitrovgrad, 2024, RIAR JSC Publ., p. 193–196. URL: [https://elibrary.ru/download/elibrary\\_60033444\\_20958535.pdf](https://elibrary.ru/download/elibrary_60033444_20958535.pdf) (accessed Apr. 10, 2026) (in Russian).
4. Izhutov A.L., Krashennnikov Y.M., Zhemkov I.Y., Varivtsev A.V., Naboishchikov Y.V., Neustroev V.S., Shamardin V.K. Prolongation of the BOR-60 reactor operation. *Nuclear Engineering and Technology*. 2015;47(3):253–259. DOI: 10.1016/j.net.2015.03.002
5. Izhutov A.L., Petelin A.L., Krashennnikov Yu.M., Zhemkov I.Yu., Kharlov V.B. Experience in operating the BOR 60 reactor facility: work on improving safety and extending the service life. In proc. International Conference “Safety of Research Nuclear Installations”: Abstracts. Dimitrovgrad, 2021, p. 7–8. URL: <https://www.niiar.ru/publishing/conference-proceedings> (accessed Apr. 10, 2026) (in Russian).
6. Mosunova N.A. The EVKLID/V1 integral code for safety justification of fast neutron reactor plants with liquid metal coolant. Part 1: Basic models. *Thermal Engineering*. 2018;5:69–84. DOI: <https://doi.org/10.1134/S0040363618050065> (in Russian).
7. Veprev D.P., Kuzmichev S.A., Shershov A.V., Mosunova N.A., Strizhov V.F., Boev A.V., Zhemkov I.Yu., Naboishchikov Yu.V. Validation of the EVKLID/V1 integral calculation code using BOR-60 experimental data. *Atomic Energy*. 2023;134(3–4):177–181. DOI: 10.1007/s10512-024-01047-1
8. Izhutov A.L., Krashennnikov Yu.M., Poloz M.V., Boltyrov A.A., Nikitchenko I.A. Computational justification of the strength of critical components of the BOR-60 reactor facility during service life extension. Proc. of the 24<sup>th</sup> International Conference of Young Specialists on Nuclear Power Plants. OKB “Gydropress”, Podolsk, 2024, p. 90–98 (in Russian).
9. Zhemkov I.Yu. Scientific and Methodological Support for the Operation of a Fast Neutron Research Reactor: Abstract of the Doctoral Thesis (Engineering). Dimitrovgrad, 2014. URL: <https://www.dissercat.com/content/nauchno-metodicheskoe-soprovozhdenie-ekspluatatsii-issledovatel'skogo-reaktora-na-bystrykh-ne> (accessed Apr. 10, 2026) (in Russian).
10. Zhemkov I.Yu., Naboishchikov Yu.V., Ishunina O.V., Popyvanov K.V. Computational and experimental assessment of neutron fluence and damage dose on critical components of the BOR-60 reactor. Scientific Annual Report of RIAR JSC – 2023. Dimitrovgrad, 2024, RIAR JSC Publ., p. 53–55. URL: [https://elibrary.ru/download/elibrary\\_60033257\\_57997567.pdf](https://elibrary.ru/download/elibrary_60033257_57997567.pdf) (accessed Apr. 10, 2026) (in Russian).
11. Merkulov A.I., Zhemkov I.Yu., Naboishchikov Yu.V., Popyvanov K.V. Calculation of neutron fluence and damage dose on critical components of the BOR-60 reactor using an improved neutron-physical model with the next-generation MCU-FR code. Scientific Annual Report of RIAR JSC – 2024. Dimitrovgrad, 2025, RIAR JSC Publ., p. 43–45. URL: [https://elibrary.ru/download/elibrary\\_82507811\\_67999246.pdf](https://elibrary.ru/download/elibrary_82507811_67999246.pdf) (accessed Apr. 10, 2026) (in Russian).
12. Izhutov A.L., Krashennnikov Yu.M., Poloz M.V., Boltyrov A.A., Nikitchenko I.A. Computational aspects of extending the service life of the BOR-60 reactor facility. 12<sup>th</sup> Inter-Industry Seminar “Strength and Reliability of Equipment”. JSC “NIKIET”. Zvenigorod, 2024, p. 75–81 (in Russian).
13. Rules for Strength Calculation of Equipment and Piping of Nuclear Power Installations (PNAE G-7-002-86). Moscow, Energoatomizdat Publ., 1989. URL: <https://docs.cntd.ru/document/1200037730> (accessed Apr. 10, 2026) (in Russian).
14. Kryukov F.N., Belyaeva A.V., Nikitin O.N., Grin P.I., Zhemkov I.Yu., Skupov M.V., Tarasov B.A., Zabudko L.M. Results of irradiation in BOR-60 and post-irradiation studies of experimental fuel rods with mixed nitride uranium-plutonium fuel. *Atomic Energy*. 2024;136(5–6):208–212.

URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5397/5388> (accessed Apr. 10, 2026) (in Russian).

15. Zhemkov I.Yu., Naboischikov Yu.V. Efficiency of minor actinide burning in fast and intermediate neutron spectra. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear Reactor Constants*. 2025;1:31–43. URL: <https://vant.ippe.ru/images/pdf/2025/issue2025-1-31-43.pdf> (accessed Apr. 10, 2026). EDN: EIBJPR (in Russian).

### Authors

Alexandr A. Tuzov, Director, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [aatuzov@niiar.ru](mailto:aatuzov@niiar.ru)

Alexey L. Izhutov, Deputy Director – Science & Research, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: [Izhutov@niiar.ru](mailto:Izhutov@niiar.ru)

Yuri M. Krasheninnikov, Chief Engineer of the Department of Research Reactors,

E-mail: [krash@niiar.ru](mailto:krash@niiar.ru)

Igor Yu. Zhemkov, Chief Researcher, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: [ziu@niiar.ru](mailto:ziu@niiar.ru)

Alexey L. Petelin, Department Director,

E-mail: [pal@niiar.ru](mailto:pal@niiar.ru)

Yuri V. Naboyshchikov, Head of Laboratory,

E-mail: [n\\_yu\\_v@pub.niiar.ru](mailto:n_yu_v@pub.niiar.ru)

Viktor S. Neustroev, Chief Researcher, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: [neustroev@niiar.ru](mailto:neustroev@niiar.ru)

Nikolay V. Kireev, Senior Researcher,

E-mail: [nvkireev@niiar.ru](mailto:nvkireev@niiar.ru)

Kirill V. Popyvanov, Junior Researcher,

E-mail: [popyvanov.kir@mail.ru](mailto:popyvanov.kir@mail.ru)