

УДК 621.039.526

DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.3.02>*Оригинальная статья / Original paper*

Состояние разработки реакторных установок БР-1200

В.В. Лемехов¹, А.В. Каплиенко², М.К. Саркулов², А.А. Пулинец², С.С. Андреев²,
А.В. Проухин², Ю.О. Белых², В.С. Николаев², И.С. Сапожников², А.В. Стремин²,
А.В. Моисеев², Е.О. Солдатов²

¹АО «Прорыв»,

119607 Россия, г. Москва, Раменский бульвар, д. 1

²АО «НИКИЭТ»,

107140 Россия, г. Москва, пл. Академика Доллежалея, д. 1, корп. 3

Реферат. Реакторная установка БР-1200 со свинцовым теплоносителем и смешанным нитридным уран-плутониевым топливом демонстрирует перспективный уровень безопасности благодаря конструкторским решениям и свойствам компонентов, таких как малый запас реактивности, большая теплоемкость контура, низкая температура топлива, высокая температура кипения свинцового теплоносителя. Циркуляция теплоносителя, теплопередача энергии к пароводяному контуру, поддержание качества свинцового теплоносителя (СТ), нормальный и аварийный отвод тепла осуществляются шестью комплектами основного технологического оборудования: парогенератор, главный циркуляционный насосный агрегат (ГЦНА), теплообменник расхолаживания и оборудование обеспечения качества теплоносителя. Оборудование РУ БР-1200 имеет прототипы в виде оборудования РУ БРЕСТ-ОД-300, некоторые элементы практически полностью идентичны. Выполнение функции безопасности по аварийному отводу тепла в случае обесточивания осуществляется через расположенные непосредственно в первом контуре теплообменники расхолаживания, конечным поглотителем является атмосферный воздух. В активной зоне применено СНУП-топливо, позволяющее сделать более компактную активную зону (а.з.) при поддержании малого запаса реактивности по кампании и использовать его теплофизические свойства для достижения перспективного уровня безопасности в случае реализации реактивностных аварий. Реакторная установка обеспечивает работу в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ) при полном воспроизводстве топлива без бланкета, многократной регенерации топлива и дожигании минорных актинидов. Суммарная вероятность тяжелой аварии $1,03 \cdot 10^{-9}$ 1/год существенно ниже целевого ориентира $1,00 \cdot 10^{-5}$ 1/год и может позволить выполнить требования об отсутствии эвакуации и отселения населения. Близкие параметры пароводяных контуров реакторных установок на быстрых нейтронах БН-1200 и БР-1200 делают возможной унификацию большей части основного технологического оборудования машинного зала.

Ключевые слова: реакторная установка со свинцовым теплоносителем, БР-1200, обоснование реакторных установок со свинцовым теплоносителем.

© Лемехов В.В., Каплиенко А.В., Саркулов М.К., Пулинец А.А., Андреев С.С., Проухин А.В., Белых Ю.О., Николаев В.С., Сапожников И.С., Стремин А.В., Моисеев А.В., Солдатов Е.О., 2026

Для цитирования: Лемехов В.В., Каплиенко А.В., Саркулов М.К., Пулинец А.А., Андреев С.С., Проухин А.В., Белых Ю.О., Николаев В.С., Сапожников И.С., Стремин А.В., Моисеев А.В., Солдатов Е.О. Состояние разработки реакторных установок БР-1200. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2026;3:27–42. DOI: <https://doi.org/10.26583/пре.2026.3.02>

Введение

Достижения в разработке, обосновании, сооружении и эксплуатации реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, а также работы по фабрикации уран-плутониевого топлива и переработке ОЯТ позволили серьезно рассматривать возможность создания ядерных энергетических систем четвертого поколения в Российской Федерации.

Требования, сформулированные несколькими ведущими институтами в Российской Федерации, были поддержаны мировым сообществом и легли в основу целей международных форумов Generation IV и INPRO.

В проектом направлении «Прорыв», реализующемся в рамках Национального проекта «Новые атомные и энергетические технологии», требования к развитию крупномасштабной ядерной энергетики на основе реакторов на быстрых нейтронах, работающих в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ), имеют следующий вид:

- снятие ограничений по топливным ресурсам за счет эффективного использования уранового сырья при многократном рециклировании ядерного топлива в ЗЯТЦ;
- исключение тяжелых аварий на АЭС с радиационными последствиями, требующими эвакуации, а тем более отселения населения;
- технологическое усиление режима нераспространения ядерного оружия;
- замыкание ядерного топливного цикла с захоронением радиоактивных отходов в радиационно-эквивалентном и онкоэквивалентном состоянии по отношению к добываемому урановому сырью;
- экономическая конкурентоспособность с другими источниками энергии.

Создание электрогенерирующей системы, отвечающей таким требованиям, запланировано в Российской Федерации в рамках Генеральной схемы размещения объектов электроэнергетики до 2042 г.

Для работы в таких системах предназначена разрабатываемая реакторная установка (РУ) на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем БР-1200, работающая в замкнутом ядерном топливном цикле.

Технический проект РУ БР-1200 находится в завершающей стадии и в ближайшее время будет готов для разработки на его основе двухблочной станции и обеспечивающих ее предприятий топливного цикла в рамках промышленного энергокомплекса в Томской области (Северский ПЭК).

Общие компоновочные решения и параметры реакторной установки

Компоновка реакторного блока интегральная: все оборудование первого контура расположено внутри металлобетонного корпуса блока реакторного (КБР). Циркуля-

ция теплоносителя, теплопередача энергии к пароводяному контуру, поддержание качества теплоносителя, нормальный и аварийный отвод тепла осуществляются шестью комплектами основного технологического оборудования: парогенератор, главный циркуляционный насосный агрегат (ГЦНА), теплообменник расхолаживания и оборудование обеспечения качества теплоносителя. Компонировочные решения представлены на рис. 1.

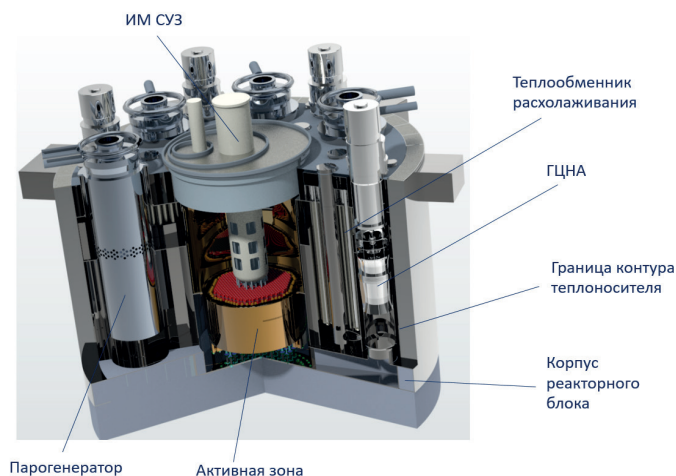


Рис. 1. 3D-модель реакторного блока

Оборудование реакторной установки БР-1200 имеет прототипы в виде оборудования РУ БРЕСТ-ОД-300 [1], некоторые элементы практически полностью идентичны. НИОКР, выполненные на текущий момент для обоснования работоспособности и безопасности РУ БРЕСТ-ОД-300, использованы в техническом проекте РУ БР-1200.

РУ БР-1200 рассматривается как потенциально серийная коммерческая установка, в связи с чем ее технико-экономические показатели являются приоритетом при безусловном обеспечении внутренней самозащищенности и высоких показателей безопасности. Это стало одной из причин разработки новой конструкции металло-бетонного КБР и увеличения высоты топливного столба в активной зоне (а.з.), что позволило уменьшить габаритные размеры реакторного блока и удельные показатели металлоемкости к мегаватту электрическому по отношению к БРЕСТ-ОД-300.

В связи с возросшими потерями гидравлического давления по контуру, в основном, на активной зоне, в контуре циркуляции оказалось целесообразным применение схемы циркуляции с нагнетанием теплоносителя на вход в а.з. в отличие от БРЕСТ-ОД-300, где схема циркуляции предполагает закачку теплоносителя на напорный уровень и далее по опускному участку на вход в а.з. В такой схеме в пусковых режимах до подключения парогенераторов и при расхолаживании реакторной установки после отключения ПГ и ГЦНА открывается циркуляция по байпасным к парогенераторам трактам (рис. 2).

Давление в газовой полости реакторного блока при нормальной эксплуатации 3–5 кПа (изб.), что определено отсутствием необходимости подавления процессов вскипания или кавитации.

Для повышения КПД и уменьшения количества оборудования пароводяного контура (по отношению к БРЕСТ-ОД-300 из состава оборудования второго контура энер-

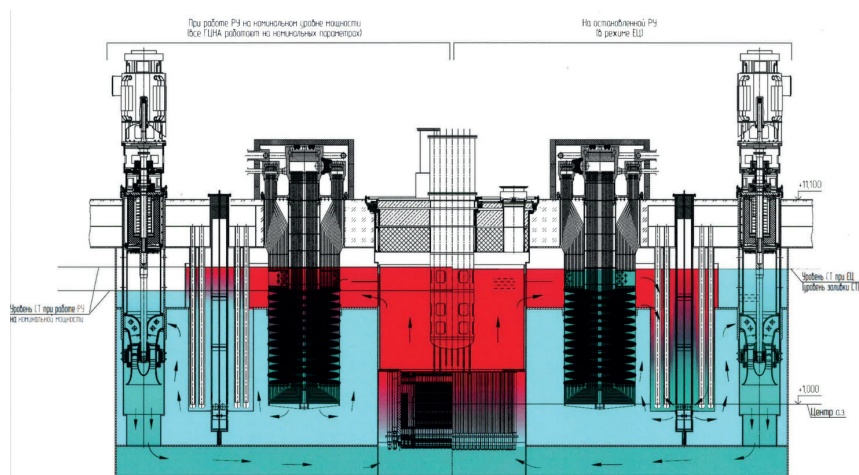


Рис. 2. Схема циркуляции в первом контуре

глобока исключен один подогреватель высокого давления и насос второго подъема) номинальная температура питательной воды снижена до 308°C , а температура пара поднята до 507°C . Основные параметры РУ БР-1200 представлены в табл. 1.

Химический режим и регламент обращения с теплоносителем являются преемственными по отношению к решениям, принятым для РУ БРЕСТ-ОД-300.

Основным ограничивающим фактором при этом является коррозионная стойкость конструкционных материалов а.з., эксплуатируемых в условиях высоких механических нагрузок и значительных повреждающих доз облучения. С этой целью расширяется обоснование коррозионной стойкости применяемых в РУ БРЕСТ-ОД-300 сталей на больший ресурс, а также других перспективных конструкционных материалов.

Накопленный опыт позволил существенно расширить расчетно-теоретическое описание физико-химических процессов, протекающих в свинцовом теплоносителе (СТ) [2–5]. Методами атомистического моделирования, включая электронно-структурные расчеты, исследовано физико-химическое состояние примесей кислорода, железа, хрома, никеля, марганца, титана и углерода в жидком свинце. В дополнение к имеющимся экспериментальным данным определены коэффициенты диффузии различных атомарных и молекулярных форм примесей в расплаве.

Выполнение основных функций безопасности

Для обеспечения современных и перспективных требований к безопасности атомных станций в техническом проекте РУ и проработках по энергоблоку предусмотрены необходимые физические барьеры на пути распространения радиоактивных веществ и ионизирующего излучения: граница контура теплоносителя, герметичное ограждение, биологическая защита, а также топливная матрица и оболочка твэла. Установлены и обоснованы проектные пределы эксплуатации РУ в нормальных и аварийных режимах, выполнено расчетное обоснование динамических процессов, демонстрирующее сохранение целостности перечисленных физических барьеров безопасности.

Таблица 1

Параметры реакторной установки

Параметр	Значение
Проектная тепловая мощность, МВт	2930
Проектная электрическая мощность энергоблока, МВт	1255
Паропроизводительность, т/ч	5475
Количество ГЦНА / парогенераторов	6 / 6
Количество ТВС в активной зоне, шт.	397
Высота топливной части твэлов, мм	1500
Количество рабочих органов системы управления и защиты АЗ/КР/АР, шт.	8 / 14 / 2
Максимальная плотность потока нейтронов, $\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$	$5,7\cdot 10^{15}$
Теплоноситель первого контура	Свинец
Принцип отвода тепла от активной зоны	Принудительная циркуляция
Направление движения теплоносителя через активную зону	Снизу вверх
Расход теплоносителя через а.з. и ВРХ, т/с	177,3
Средняя температура теплоносителя на входе/выходе из активной зоны, °С	420 / 535
Избыточное давление газа (аргона) над уровнем теплоносителя, МПа изб. (НЗ (ЭП) / ПА / ЗПА)	0,003–0,005 / 0,05 / 0,1
Интервал работы реактора между частичными перегрузками топлива (при энергоснабжении ~ 90 МВт-сут/кг), эфф. сут.	330
Теплоноситель второго контура	Вода – пар
Температура теплоносителя второго контура на входе/выходе из парогенератора, °С	308 / 507
Давление теплоносителя второго контура на входе/выходе из парогенератора, МПа	18,4 / 17
Работоспособность при внешних динамических воздействиях: ПЗ / МРЗ, баллов по MSK-64 ВУВ, кПа ПС, т / со скоростью, м/с	7 / 8 10 5,7 / 100
Проектный срок службы реакторного блока, лет	не менее 60

Выполнение основных функций безопасности обеспечивается системами и элементами безопасности, широко использующими пассивные принципы.

Для выполнения функции безопасности по аварийному останову реактора и поддержанию его в подкритическом состоянии используются две системы останова с твердотельными рабочими органами: система аварийной защиты (АЗ) включает в себя восемь РО АЗ, система экстренного снижения мощности (ЭСМ) состоит из 14-ти РО КР и двух РО АР. Аварийная защита и система ЭСМ пассивно срабатывают под действием силы Архимеда по инициированию от системы управления и защиты или обесточиванию.

Выполнение функции безопасности по аварийному отводу тепла в случае обесточивания осуществляется через расположенные непосредственно в первом контуре теплообменники расхолаживания, конечным поглотителем является атмосферный

воздух. Они задействуются после отключения ГЦНА, т.е. при падении давления СТ в напорном коллекторе, когда под действием силы тяжести срабатывают клапаны теплообменников расхолаживания и открывается циркуляция по байпасному к парогенератору тракту.

Функция безопасности по удержанию радиоактивных веществ в установленных границах при нарушении нормальной эксплуатации с разгерметизацией теплообменных труб (ТОТ) парогенератора (ПГ) осуществляется с помощью системы локализации течи ПГ, расположенной за пределами реакторного блока в отдельном помещении энергоблока.

КБР и оборудование первого контура рассчитаны на прочность при росте давления до 100 кПа (изб.) в аварийной ситуации с множественным отказом ТОТ ПГ. Вероятность такого события обоснована в проекте не выше $3,85 \cdot 10^{-13}$ 1/год, что является запроектной аварией (ЗПА). При проектной аварии с разрывом одной трубки консервативно предполагается достижение давления 50 кПа (изб.). При исходном событии с разгерметизацией газовой полости радиоактивные вещества удерживаются в пределах центрального зала энергоблока, выполняющего функцию герметичного ограждения. Ввиду небольшого избыточного давления в реакторном блоке технические решения, обеспечивающие необходимую локализирующую функцию, могут быть достаточно простыми. Для локализации теплоносителя при исходном событии с разгерметизацией границы контура теплоносителя ниже уровня заливки СТ КБР имеет внешний металлический лист (по аналогии со страховочным корпусом в реакторах с натриевым теплоносителем или ограждающей конструкцией в КБР БРЕСТ-ОД-300) и бетонный вытеснитель между этим листом и границей контура теплоносителя.

Активная зона

В активной зоне применено СНУП-топливо, позволяющее сделать более компактную а.з. при поддержании малого запаса реактивности по кампании и использовать его теплофизические свойства для достижения перспективного уровня безопасности в случае реализации реактивностных аварий.

Реализованная концепция малого запаса реактивности благоприятно повлияла не только на безопасность в реактивностных авариях, но и на эксплуатационные характеристики. Так управление мощностью и выполнение функций безопасности обеспечиваются суммарно всего 24-я рабочими органами системы управления и защиты (обогащение бора по бору-10 не более 65%), для ввода отрицательной реактивности при управлении запроектными авариям, связанными с отказом систем останова, используется шесть рабочих органов устройств пассивной обратной связи (УПОС). Устройства пассивной обратной связи срабатывают пассивно при падении циркуляции СТ ниже порогового значения расхода (или отключении ГЦНА) под действием силы тяжести. Картограмма активной зоны представлена на рис. 3, интегральные характеристики – в табл. 2. Активная зона обеспечивает полное воспроизводство делящихся нуклидов в активной зоне (КВА ~ 1,05) без бланкета.

Активная зона сформирована из бесчехловых шестигранных тепловыделяющих сборок, габаритные размеры которых идентичны ТВС РУ БРЕСТ-ОД-300, но имеют отличия по конструктивному исполнению составных частей из-за увеличенной высоты

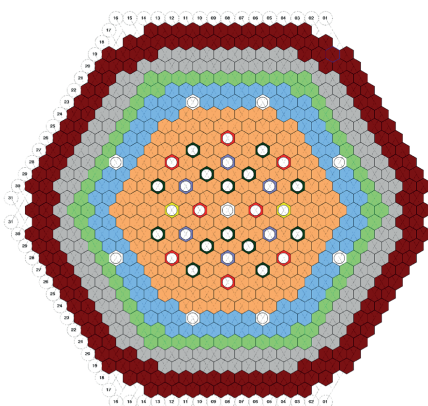


Рис. 3. Компоновка активной зоны

Тип ТВС	Число ТВС, шт.
ТВС ЦЗ	182
ТВС СЗ	104
ТВС ПЗ	72
ТВС с РО АЗ	8
ТВС с РО КР	14
ТВС с РО АР	2
ТВС с ПКР-1	9
ТВС с УПОС	6

Таблица 2

Интегральные характеристики активной зоны

Параметр	Значение
Полная загрузка СНУП-топлива, т	~ 49,5
Отношение массы топлива к массе ТВС, %	~ 60
Массовая доля Рц, % масс.	13,75
Эффективная доля запаздывающих нейтронов, % $\delta K/K$	0,337
Эффективность системы АЗ без одного наиболее эффективного (7 шт.) / подкритичность с учетом отклонений (3σ), % $\delta K/K$	~ 2,5 / 0,63
Эффективность системы ЭСМ без одного наиболее эффективного (КР 13 шт. + АР 2 шт.) / подкритичность с учетом отклонений (3σ), % $\delta K/K$	~ 3,9 / 1,66
Эффективность УПОС, % $\delta K/K$	~ 0,9
Полный ТМЭР (от 390°C до 100% $N_{ном}$), % $\delta K/K$	~ -0,66
Средний коэффициент воспроизводства топлива в активной зоне	1,05

топливного столба. Высоту топливного столба с 1100 до 1500 мм принципиально удалось увеличить благодаря отсутствию возможности реализации пустотного эффекта реактивности.

В а.з. РУ БР-1200 применено трехзонное профилирование энерговыделения и соответствующее гидравлическое профилирование проходного сечения ТВС диаметром твэлов.

Для обоснования работоспособности изделий а.з. успешно проведены гидравлические и вибрационные испытания полномасштабных макетов ТВС (рис. 4) в воде, свинце и воздухе представительных изделий.

Нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты проведены по аттестованным программам для ЭВМ. Расчетное обоснование твэлов по аттестованной программе для ЭВМ подтвердило работоспособность до энерговыработки 90 МВт-сут/кг.

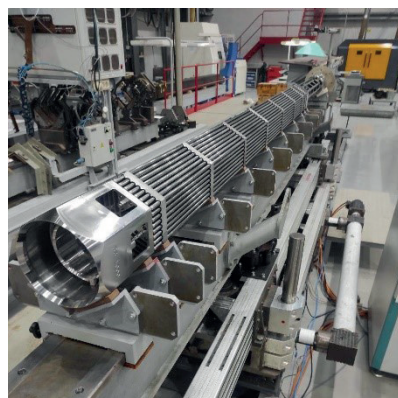


Рис. 4. Полномасштабный макет ТВС

Для обоснования большей энерговыработки (глубины выгорания) будут продолжаться испытания в реакторных установках с натриевым теплоносителем и, по мере готовности, в РУ БРЕСТ-ОД-300. Дореакторные испытания будут продолжены в части механических, вибрационных, коррозионных испытаний в контексте обоснования длительного ресурса места контакта твэлов с дистанционирующими решетками, а также работой по перспективным конструкционным материалам.

Теплогидравлика бесчехловой а.з. обоснована с учетом коллекторных эффектов. Расчетное обоснование выполнялось с применением CFD с потвэльным разрешением геометрии трактов ТВС и учетом течения в верхней и нижней камерах центральной полости РУ (рис. 5).

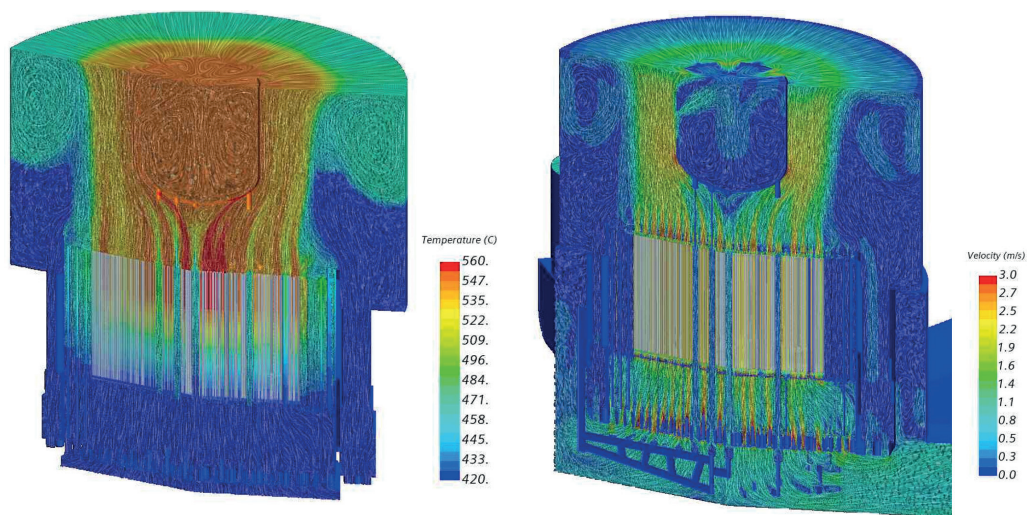


Рис. 5. CFD-модель активной зоны в разрезе

Основное технологическое оборудование первого контура

Корпус реакторного блока металлобетонный организывает тракт циркуляции СТ и размещение оборудования, обеспечивает работу в условиях длительного высокотемпературного нагружения, интенсивных тепловых, механических и гидродинамических воздействий, а также внешних динамических нагрузок, включая сейсмические.

Расчетное обоснование прочности КБР и исследование его НДС базируются на опыте обоснования и лицензирования в Ростехнадзоре работоспособности его аналога – КБР РУ БРЕСТ-ОД-300. Обоснование построено на сформированных подходах к оценке прочности металлобетонных корпусов высокотемпературных ЯЭУ с СТ и разработанной отечественной нормативной базе.

Расчетное обоснование прочности КБР потребовало применения методов нелинейной механики деформируемого твердого тела, гидроупругости, динамики сооружений, вычислительной гидродинамики, физики прочности и пластичности материалов, современных численных методов синтеза моделей пониженного порядка.

Компоненты КБР обеспечивают, в соответствии с принципом ALARA, оптимальную биологическую защиту персонала и оборудования от ионизирующего излучения а.з. и активируемых внутрикорпусных компонентов, включая теплоноситель. Оптимизация проведена для снижения стоимости при безусловном выполнении требований

безопасности персонала. Определены и обоснованы условия нахождения (место, продолжительность) персонала над блоком реакторным при работе РУ на мощности и в период проведения ППР с учетом необходимого времени на технологические операции и исполнения требований НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 по допустимой дозе для персонала. Через одни сутки после останова на ППР на расстоянии 1 м от верхнего перекрытия мощность дозы не превышает 19,2 мкЗв/ч, через 10 сут. – 6,3 мкЗв/ч.

Главный циркуляционный насосный агрегат имеет прототипом по техническим решениям и конструкционным материалам ГЦНА РУ БРЕСТ-ОД-300, проходящий ресурсные испытания (рис. 6). Расчетное обоснование теплогидравлики проточной части подводящего и отводящего участков контура выполняется с применением CFD-методов, включая вихреразрешающие. Для испытаний опытного образца будет создан стенд со свинцовым теплоносителем. Парогенератор, как и в РУ БРЕСТ-ОД-300, разрабатывается с прямоточным перегревом пара и противоточным движением рабочей среды и теплоносителя на участках испарения воды, парообразования и перегрева пара, вертикальный, спиральнонавитой, погружной. Расчетное обоснование выполнено с использованием аттестованных на экспериментах для БРЕСТ-ОД-300 программ для ЭВМ в 1D- и 3D- (CFD) постановке.



Рис. 6. Опытный образец ГЦНА РУ БРЕСТ-ОД-300 при промежуточном извлечении в процессе ресурсных испытаний

С целью снижения консерватизма принятых расчетных обоснований по теплогидравлической устойчивости ПГ в пусковых режимах будет расширено экспериментальное обоснование на создаваемом свинцовом стенде.

Детерминистический анализ безопасности. ВАБ-1 для внутренних исходных событий

Конструкция РУ БР-1200, как и РУ БРЕСТ-ОД-300, разрабатывалась и оптимизировалась с использованием детерминистических анализов безопасности. Поэтому свойства применяемых компонентов и технических решений, таких как интегральная компоновка, малый запас реактивности, большая теплоемкость контура, низкая температура топлива, высокая температура кипения СТ, позволили в большей степени реализовать возможности конструкции РУ и перейти к более высокому уровню безопасности.

Для демонстрации возможности достижения требуемого уровня безопасности проведены расчеты сценариев ЗПА с потенциально наиболее тяжелыми последствиями.

Таковыми сценариями являются (пример на рис. 7):

- ввод полного запаса положительной реактивности при работе на мощности и на МКУ с несрабатыванием систем останова (АЗ и ЭСМ – сценарии 1.1, представлен на рис. 7а, и сценарий 1.2), постулируемый сценарий;

State of Development of BR-1200 Reactor Plants

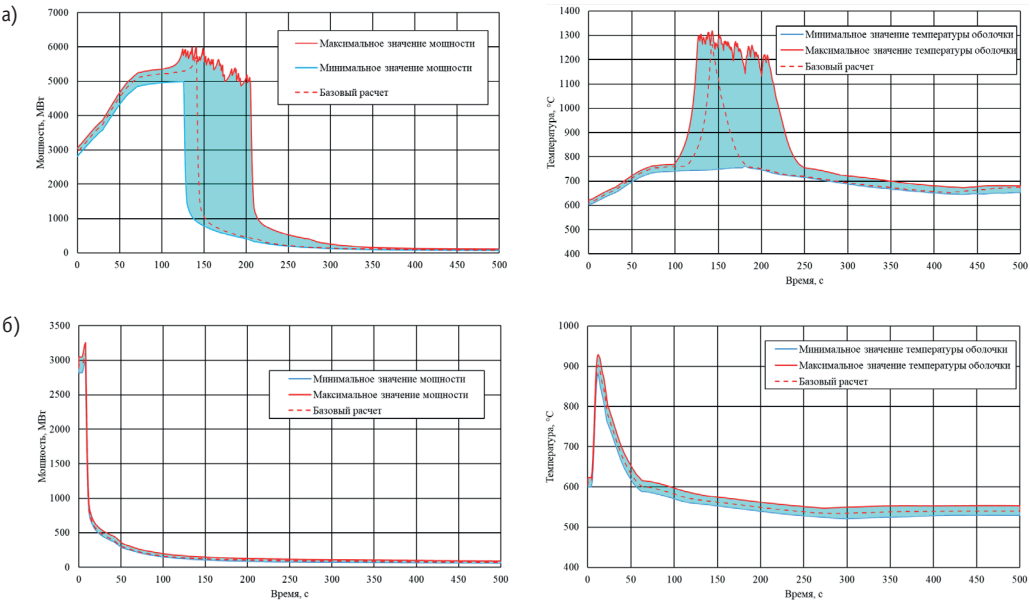


Рис. 7. Примеры результатов расчета ЗПА с анализом неопределенностей: а) ввод полного запаса реактивности на номинальной мощности (сценарий 1.1); б) Полное обесточивание (сценарий 4)

- длительное прекращение отвода тепла на остановленном реакторе на базе 24-х часов (сценарий 2); вероятность реализации – $4,10 \cdot 10^{-13}$ 1/год;
- несрабатывание двух систем останова реактора (АЗ, ЭСМ) при потере расхода питательной воды (сценарий 3); вероятность реализации – $4,09 \cdot 10^{-08}$ 1/год;
- полное обесточивание без срабатывания АЗ и ЭСМ (сценарий 4, представлен на рис. 7б); вероятность реализации – $2,34 \cdot 10^{-07}$ 1/год.

В сценариях ЗПА постулируется отказ всех систем останова реактора по всем формируемым сигналам (наложение 10 – 12-ти отказов в каждом из сценариев, без которых невозможно приведение РУ к состоянию ЗПА). Мощность снижается только температурными обратными связями и пассивным действием УПОС. Результаты представлены в табл. 3.

Результаты расчетов подтверждают, что разрушения физических барьеров, являющихся частью РУ (топливная матрица, оболочка твэла, граница контура теплоносителя),

Таблица 3

Результаты расчетов ЗПА

Режим	Диапазон истинных значений $\pm 3\sigma$			
	Сценарии 1 группы	Сценарий 2 группы	Сценарий 3 группы	Сценарий 4 группы
Температура топлива, °С	1689 – 2475	716 – 1117*	1240 – 1698	1186 – 1720
Температура оболочки, °С	1075 – 1341	716 – 1098*	786 – 1006	792 – 1014
Температура СТ на входе ПГ, °С	730 – 770	716 – 1064	595 – 645	556 – 604
Температура СТ на выходе ПГ, °С	400 – 440	716 – 1064	399 – 443	362 – 400
* Нижняя граница оценки температуры топлива и оболочки соответствует нижней оценке температуры СТ				

не происходит во всех рассмотренных режимах. Вне зависимости от комбинаций отклонений в исходных данных общий вид динамики переходных процессов не меняется. Распределения результатов анализа неопределенности нормальные, поэтому можно утверждать, что средние значения данных параметров наиболее вероятны.

Модели аварийных последовательностей и достигаемые конечные состояния использованы в расчетах ВАБ-1 (для внутренних исходных событий). Определение эксплуатационных состояний ЭБ выполнено с учетом всех возможных вариантов размещения топлива в пределах энергоблока для этапов эксплуатационного цикла топлива, а для разработки логико-вероятностных моделей выполнены анализы надежности технологических систем и действий персонала.

Суммарная вероятность тяжелой аварии $1,03 \cdot 10^{-9}$ 1/год существенно ниже целевого ориентира $1,00 \cdot 10^{-5}$ 1/год и может позволить выполнить требования об отсутствии эвакуации и отселения населения. Приведенные результаты подтверждают высокий уровень самозащищенности даже при консервативно выбранных маловероятных сценариях, а также позволяют обоснованно использовать структуру СУЗ в исполнении одного комплекта с четырьмя каналами.

Расчеты проведены по аттестованным программным комплексам для ЭВМ Risk Spectrum (ВАБ), ЕВКЛИД (детерминистические анализы безопасности).

Интегральная компоновка оборудования определяет необходимость применения CFD-подходов, позволяющих рассчитывать трехмерные поля температуры в реакторном блоке, учитывать естественную циркуляцию, стратификацию потоков и локальные температурные эффекты в первом контуре. Для комплексного анализа теплогидравлики блока реакторного и в сопровождение расчетного обоснования прочности, анализа безопасности и пр. разработана CFD-модель первого контура, корпуса и основного оборудования блока реакторного (рис. 8) [6].

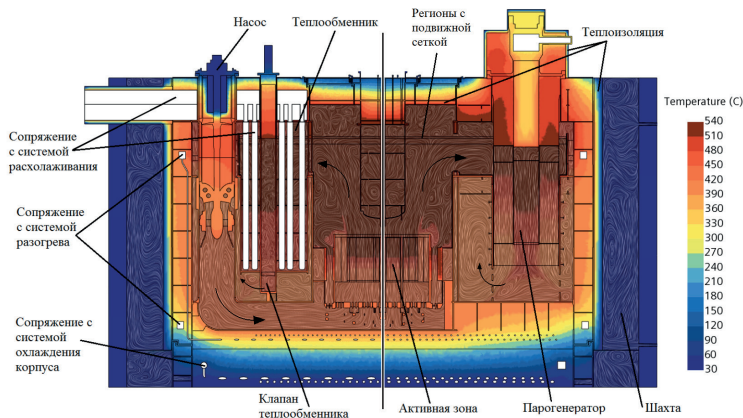


Рис. 8. CFD-модель контура циркуляции свинцового теплоносителя

Для анализа длительных переходных процессов, связанных с работой воздушных систем нормального (СНР) и аварийного (САОР) расхолаживания, применен сопряженный 1D-3D-подход. В том числе проведены расчеты перехода в режим естественной циркуляции первого контура при плановом (работа СНР) и аварийном (работа САОР) останове РУ БР-1200, а также трехмерный расчет длительного разогрева блока реакторного в аварийном режиме до температуры 611°C (рис. 9).

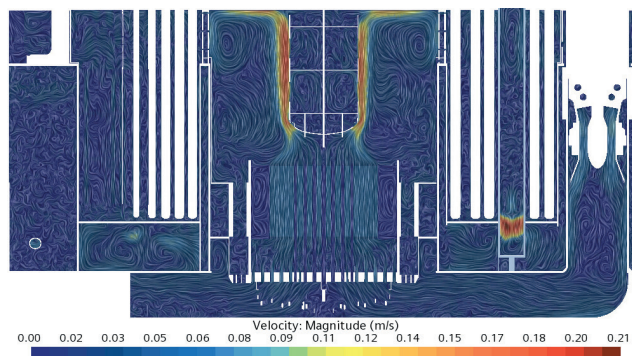


Рис. 9. Скорость СТ в БР в режиме естественной циркуляции первого контура (26 ч после аварийного останова)

Кроме того для дополнительного обоснования безопасности наиболее худший по последствиям аварийный сценарий кросс-верифицирован с помощью CFD-моделирования. Показана высокая качественная и количественная сходимость результатов, в том числе для режимов с реализацией естественной циркуляции.

Унификация паровой турбины, вспомогательного оборудования для проектов БН/БР

Бликие параметры пароводяных контуров реакторных установок на быстрых нейтронах БН-1200 и БР-1200 делают возможной унификацию большей части основного технологического оборудования машинного зала. Различия могут быть в наличии мощности теплофикационной установки, выбираемой под каждую площадку индивидуально, и наличия для энергоблоков с РУ БР-1200 одного дополнительного подогревателя питательной воды, необходимого для обеспечения температуры воды на входе в парогенератор 308°C. Поскольку и для РУ БН-1200 возможно повышение температуры питательной воды для увеличения КПД, такой вариант обеспечит еще большую унификацию и обеспечит более широкие возможности для реализации проектов.

Заключение

Разработка и обоснование технического проекта РУ БР-1200 находится в завершающей стадии. Достигнутые результаты показывают перспективность принятых технических решений для выполнения требований проектного направления «Прорыв» при реализации промышленного энергокомплекса с предлагаемыми реакторными установками со свинцовым теплоносителем.

Расчетное обоснование выполняется по программам для ЭВМ, валидированным и аттестованным применительно к БРЕСТ-ОД-300, валидированным и частично аттестованным применительно к БР-1200 (в том числе CFD).

Экспериментальное обоснование проведено на полномасштабных макетах и макетах узлов, испытания будут продолжены на опытных образцах. Для проведения

испытаний ряда крупномасштабного оборудования (ГЦНА, модель ПГ), в том числе в целях снижения консерватизма принятых решений необходимо развивать стендово-экспериментальную базу.

Будут продолжены испытания конструкционных материалов оборудования на ресурс 60 лет, топливных и поглотительных материалов, конструкционных материалов а.з. на необходимый ресурс.

Синергия работ по РБН в части технических решений по организации барьеров безопасности, контуру преобразования энергии и конструкционным материалам, а также топлива даст ощутимый эффект в скорости принятия и реализации инновационных решений для их внедрения.

Литература

1. Адамов Е.О., Каплиенко А.В., Орлов В.В., Смирнов В.С., Лопаткин А.В., Лемехов В.В., Моисеев А.В. Быстрый реактор со свинцовым теплоносителем БРЕСТ: от концепции к реализации технологии. *Атомная энергия*. 2020;129(4):185–194. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3582> (дата обращения 15.07.2026).
2. Kolotinskii D. A., Nikolaev V.S., Timofeev A.V., Stegailov V.V. Point Defect Model for the kinetics of oxide film growth on the surface of T91 steel in contact with lead-bismuth eutectic. *Corrosion Science*. 2023;211:110829. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.corsci.2022.110829>
3. Kolotinskii D. A., Nikolaev V. S. Formation and dissolution of porous magnetite layer in contact with lead-bismuth eutectic: Locally equilibrium thermodynamic model. *Corrosion Science*. 2024;239:112394. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.corsci.2024.112394>
4. Voronov I. V., Nikolaev V.S., Timofeev A.V., Stegailov V.V. Atomistic mechanism of activation controlled liquid metal corrosion at the Fe-Pb interface. *Journal of Nuclear Materials*. 2025;604:155483. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2024.155483>
5. Khnkoian G.V., Nikolaev V.S., Stegailov V.V. Towards atomistic modelling of solid Pb-O formation and dissolution in liquid lead coolant: Interatomic potential development. *Journal of Nuclear Materials*. 2024;594:155016. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2024.155016>
6. Sapozhnikov I., Proukhin A., Sapogov A., Tutukin A., Afremov D., Larin I., Sarkulov M., Belykh Y. Coupled 1D-3D Thermal-Hydraulic Modelling of Lead-Cooled Fast Reactors under Long-Term Transient Conditions [Electronic resource]. Proc. of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR26): From Innovation to Implementation. Beijing, China, 18–21 May 2026. URL: <https://conferences.iaea.org/event/436/contributions/38426/> (дата обращения 15.07.2026).

Поступила в редакцию 19.07.2026

После доработки 18.08.2026

Принята к опубликованию 10.09.2026

Авторы

Лемехов Вадим Владимирович, генеральный конструктор проектного направления «Прорыв»,

E-mail: VaVLemekhov@rosatom.ru

Каплиенко Андрей Владимирович, генеральный директор – генеральный конструктор, д.т.н.,

E-mail: AVKaplienko@nikiet.ru

State of Development of BR-1200 Reactor Plants

Саркулов Марат Курмангалиевич, главный конструктор РУ БР-1200 – начальник отдела разработки блока реакторного РУ большой мощности,

E-mail: smk@nikiet.ru

Пулинец Андрей Александрович, главный конструктор активных зон – директор отделения,

E-mail: pulinets@nikiet.ru

Андреев Степан Сергеевич, начальник отдела вероятностных анализов безопасности и риска,

E-mail: s.andreev@nikiet.ru

Проухин Александр Владимирович, главный эксперт отдела перспективных разработок для крупномасштабной энергетики,

E-mail: proukhin@nikiet.ru

Белых Юрий Олегович, заместитель главного конструктора РУ БР-1200 – начальник группы,

E-mail: belykhyo@nikiet.ru

Николаев Владислав Сергеевич, начальник группы отдела разработки блока реакторного РУ большой мощности, к.ф.-м.н.,

E-mail: nikolaev_vs@nikiet.ru

Сапожников Иван Сергеевич, главный специалист отдела вычислительной гидродинамики,

E-mail: i.sapozhnikov@nikiet.ru

Стремин Андрей Владимирович, главный специалист отдела физических исследований и анализа ядерной безопасности,

E-mail: stremin@nikiet.ru

Моисеев Андрей Владимирович, научный руководитель проекта БРЕСТ-ОД-300, к.ф.-м.н.,

E-mail: AnVlMoiseev@rosatom.ru

Солдатов Евгений Олегович, начальник группы отдела физических исследований и анализа ядерной безопасности,

E-mail: soldatoveo@nikiet.ru

UDC 621.039.526

State of Development of BR-1200 Reactor Plants

Lemekhov V.V.¹, Kaplienکو A.V.², Sarkulov M.K.², Pulinets A.A.², Andreev S.S.², Proukhin A.V.², Belykh Yu.O.², Nikolaev V.S.², Sapozhnikov I.S.², Stremين A.V.², Moiseev A.V.², Soldatov Ye.O.²

¹ Proryv JSC,

1 Ramensky Boulevard, 119607 Moscow, Russia

² NIKIET JSC,

1, bldg. 3, Acad. Dollezhal Sq., 107140 Moscow, Russia

Abstract

The BR-1200 reactor plant with lead coolant and mixed nitride uranium-plutonium fuel demonstrates a promising level of safety due to design solutions and properties of components, such as small reactivity margin, high heat capacity of the circuit, low fuel temperature, and high boiling point of lead coolant. Six sets of main process equipment

ensure coolant circulation, heat transfer to the steam-water circuit, coolant quality maintenance, normal and emergency heat removal: steam generator, reactor coolant pump set (RCPS), cooldown heat exchanger and coolant quality maintenance equipment. The BR-1200 RP equipment has prototypes in the form of BREST-OD-300 RP equipment, with some components being almost completely identical. Cooldown heat exchangers located directly in the primary circuit perform the safety function of emergency heat removal in case of blackout, the ultimate heat sink is atmospheric air. The core uses mixed nitride fuel, which makes it possible to have a more compact core while maintaining a small reactivity margin for the campaign and use its thermophysical properties to achieve a promising level of safety in the event of reactivity accidents. The reactor plant operates in a closed nuclear fuel cycle with complete fuel breeding without a blanket, multiple fuel regeneration and afterburning of minor actinides. The total probability of a severe accident of $1.03 \cdot 10^{-9}$ 1/year is significantly lower than the target value of $1.00 \cdot 10^{-5}$ 1/year and may facilitate meeting the requirements that no evacuation and resettlement of population is needed. Similar parameters of the steam-water circuits of BN-1200 and BR-1200 fast neutron reactor plants make it possible to unify the most of the main process equipment of the machine room.

Keywords: reactor plant with lead coolant, BR-1200, justification of reactor plants with lead coolant.

For citation: Lemekhov V.V., Kaplienko A.V., Sarkulov M.K., Pulinetes A.A., Andreev S.S., Proukhin A.V., Belykh Yu.O., Nikolaev V.S., Sapozhnikov I.S., Stremine A.V., Moiseev A.V., Soldatov Ye.O. State of Development of BR-1200 Reactor Plants. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;3:27–42. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.3.02> (in Russian).

References

1. Adamov Ye.O., Kaplienko A.V., Orlov V.V., Smirnov V.S., Lopatkin A.V., Lemekhov V.V., Moiseev A.V. Brest Lead-Cooled Fast Reactor: From Concept to Technological Implementation. *Atomic energy*. 2021;129(4):179–187. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00731-w>
2. Kolotinskii D.A., Nikolaev V.S., Timofeev A.V., Stegailov V.V. Point Defect Model for the kinetics of oxide film growth on the surface of T91 steel in contact with lead–bismuth eutectic. *Corrosion Science*. 2023;211:110829. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.corsci.2022.110829>
3. Kolotinskii D.A., Nikolaev V.S. Formation and dissolution of porous magnetite layer in contact with lead–bismuth eutectic: Locally equilibrium thermodynamic model. *Corrosion Science*. 2024;239:112394. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.corsci.2024.112394>
4. Voronov I.V., Nikolaev V.S., Timofeev A.V., Stegailov V.V. Atomistic mechanism of activation controlled liquid metal corrosion at the Fe–Pb interface. *Journal of Nuclear Materials*. 2025;604:155483. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2024.155483>
5. Khnkoian G.V., Nikolaev V.S., Stegailov V.V. Towards atomistic modelling of solid Pb–O formation and dissolution in liquid lead coolant: Interatomic potential development. *Journal of Nuclear Materials*. 2024;594:155016. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2024.155016>
6. Sapozhnikov I., Proukhin A., Sapogov A., Tutukin A., Afremov D., Larin I., Sarkulov M., Belykh Y. Coupled 1D–3D Thermal–Hydraulic Modelling of Lead-Cooled Fast Reactors under Long-Term Transient Conditions. Proc. of the International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR26): From Innovation to Implementation. Beijing, China, 18–21 May 2026. URL: <https://conferences.iaea.org/event/436/contributions/38426/> (accessed Jul. 15, 2026).

Authors

Vadim V. Lemekhov, Chief Designer of the Proryv Project,
E-mail: VaVLLemekhov@rosatom.ru

Andrei V. Kaplienکو, CEO – Chief Designer, Dr. Sci. (Engineering),

E-mail: AVKaplienکو@nikiet.ru

Marat K. Sarkulov, Chief Designer of the reactor facility BR-1200,

E-mail: smk@nikiet.ru

Andrei A. Pulinets, Chief Designer of reactor cores,

E-mail: pulinets@nikiet.ru

Stepan S. Andreev, Head of Department,

E-mail: s.andreev@nikiet.ru

Alexander V. Proukhin, Chief expert,

E-mail: proukhin@nikiet.ru

Yuri O. Belykh, Deputy Chief Designer of the reactor facility BR-1200,

E-mail: belykhyo@nikiet.ru

Vladislav S. Nikolaev, Head of the group, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: nikolaev_vs@nikiet.ru

Ivan S. Sapozhnikov, Head specialist,

E-mail: i.sapozhnikov@nikiet.ru

Andrei V. Stremin, Head specialist,

E-mail: stremin@nikiet.ru

Andrei V. Moiseev, Scientific Supervisor of the BREST Project, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: AnVLMoiseev@rosatom.ru

Evgeny O. Soldatov, Head of the group,

E-mail: soldatoveo@nikiet.ru