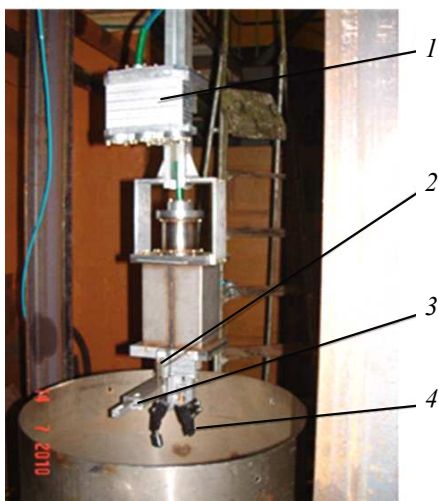




Р и с. 8. Дистанционный инструмент для обращения с радиоактивными отходами: 1 — блок телевизионного наблюдения; 2 — сильфон штока управления поворотным устройством; 3 — поворотное устройство (опора основного захвата); 4 — захват мелких предметов

разработал проект по разделке облученного топлива реакторов АМБ Белоярской АЭС под водой в специальном защитном бассейне.

НИКИЭТ разрабатывает, изготавливает и поставляет на АЭС готовое оборудование для обращения с радиоактивными отходами. Проведено рабочее проектирование и изготавливается оборудование для обращения с эксплуатационными высокоактивными отходами Ростовской АЭС, поставлен дистанционный инструмент для обращения с отходами на Белоярскую АЭС (рис. 8), изготовлено и поставлено оборудование для контроля ядерной и радиационной безопасности облученного топлива реакторов АМБ, просыпей топлива в кладке реакторов первой очереди Белоярской АЭС.

С использованием трехмерных моделей объектов и современного программного обеспечения создана база данных по выводу из эксплуатации Белоярской АЭС. При этом в виртуальном пространстве создаются рабочие коллективы всех участников проекта, которые взаимодействуют с помощью сетевых компьютерных технологий.

УДК 621.039.526

ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ И ЭТАПЫ РАЗРАБОТКИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БРЕСТ-ОД-300

Драгунов Ю.Г., Лемехов В.В., Смирнов В.С., Чернецов Н.Г. (ОАО «НИКИЭТ», г. Москва)

Работа над концепцией ядерной энергетики естественной безопасности началась в середине 1980-х гг. Предпосылками к этому послужили крупные аварии на АЭС, увеличение стоимости строительства и эксплуатации ядерных энергоблоков, реализация открытого топливного цикла, снижающего масштабы и горизонты развития ядерной энергетики.

Основными принципами, которым должен соответствовать новый облик ядерной энергетики, являются:

исключение тяжелых аварий АЭС (реактивные, потеря охлаждения, пожары, взрывы), требующих эвакуации населения;

замыкание топливного цикла для полного использования энергетического потенциала уранового сырья;

последовательное приближение к радиационно-эквивалентному (по отношению к природному сырью) захоронению радиоактивных отходов;

технологическое усиление нераспространения ядерного оружия (неразделение урана и плутония при переработке облученного ядерного топлива быстрых реакторов, отказ от уранового blankets и обогащения урана);

конкурентоспособность в сравнении с другими видами производства электроэнергии.

Первым итогом работы стал концептуальный проект реакторной установки естественной безопасности, работающей в замкнутом ядерном топливном цикле.

Для достижения необходимого спектра нейтронов при низком давлении в первом контуре, а также реализации других требуемых функций (высокие теплофизические свойства, отсутствие кризиса теплообмена в рабочем диапазоне, негорючесть при реализуемой температуре, высокая инертность при взаимодействии с водой и воздухом, низкая активируемость, высокая радиационная стойкость) был выбран свинцовый теплоноситель.

Эффективное использование энергетического потенциала природного урана обеспечивается полным воспроизводством в быстром спектре активной зоны делящихся нуклидов ($K_{BA} \geq 1$). Воспроизводство в активной зоне обеспечивается высокой ядерной концентрацией делящихся и воспроизводящих материалов за счет применения плотной уран-плутонийнитридной топливной композиции. Это позволяет быстрым реакторам работать в равновесном топливном режиме без уранового blankets с подпиткой лишь отвальным (обедненным) ураном, что исключает наработку плутония оружейного качества и создает предпосылки отказа от обогащения и добычи урана на длительную перспективу. Исключение урановых blankets вносит существенный вклад в укрепление режима нераспространения ядерных материалов оружейного качества.

Радиационно-эквивалентное обращение с отходами (по извлеченным и захораниваемым радионуклидам) достигается организацией замкнутого топливного цикла с возвратом долгоживущих актиноидов в топливо и выделением на этапе переработки только продуктов деления.

Исключение аварий, требующих эвакуации и отселения населения, достигается совокупностью физических свойств материалов и конструктивных особенностей. Небольшой мощностью эффект за счет малого изменения температуры теплопроводного нитридного топлива в сочетании с $K_{BA} \sim 1$ обеспечивают возможность работы с малым, соизмеримым с $\beta_{эф}$ запасом реактивности, исключаящим разгон реактора на мгновенных нейтронах. Применение плотного теплопроводного топлива позволило уменьшить запасенную энергию в топливе, реализующуюся при нарушениях нормальной эксплуатации, и тем самым облегчить переходные процессы при нарушениях нормальной эксплуатации.

Для исключения потери охлаждения активной зоны при нарушениях нормальной эксплуатации, связанных с потерей теплоносителя, предложена интегральная компоновка первого контура реакторной установки в железобетонном корпусе. Это решение также существенно повысило теплоемкость контура и облегчило переходные процессы. Применение свинцового теплоносителя обеспечивает необходимый уровень естественной циркуляции при нарушениях

нормальной эксплуатации вместе с уменьшением затрат на прокачку при нормальной эксплуатации. Теплоемкий инерционный контур позволил использовать пассивную систему аварийного расхолаживания с конечным поглотителем — атмосферным воздухом.

Применение химически инертного по отношению к рабочему телу теплоносителя позволило отказаться от промежуточного контура. Благодаря большому запасу до кипения теплоносителя при умеренной энергонапряженности активной зоны предложена высокая температура острого пара, что обеспечивает к.п.д. на уровне 44—47%.

Все эти принципиальные преимущества концепции позволили перейти в 1999 г. к выполнению технического проекта и проведению НИОКР по быстрому опытно-демонстрационному реактору естественной безопасности электрической мощностью 300 МВт (БРЕСТ-ОД-300) — прототипу реакторной установки повышенной коммерческой мощности. Уровень мощности разрабатываемой реакторной установки определялся не только стремлением обеспечить конструктивную преэминентность компоновочных решений и исполнения основного оборудования для будущих коммерческих реакторов, но и возможностью реакторной установки выйти на равновесный топливный режим работы в замкнутом ЯТЦ на собственном регенерированном топливе с подпиткой лишь обедненным ураном.

Были выпущены материалы технического проекта реакторной установки и проект АЭС с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300, начаты работы по экспериментальному обоснованию. В 2002 г. на этапе прохождения экспертизы были отмечены незавершенность НИОКР по отдельным направлениям, недостаточная обоснованность некоторых технических решений, и работы в основном были приостановлены.

Понимание ключевых проблем, ограничивающих возможности создания крупномасштабной ядерной энергетики на существующих технологиях, активизировало разработку быстрых реакторов естественной безопасности, работающих в замкнутом ЯТЦ. В 2010 г. была утверждена федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010—2015 годов и на перспективу до 2020 года». В рамках реализации этой про-

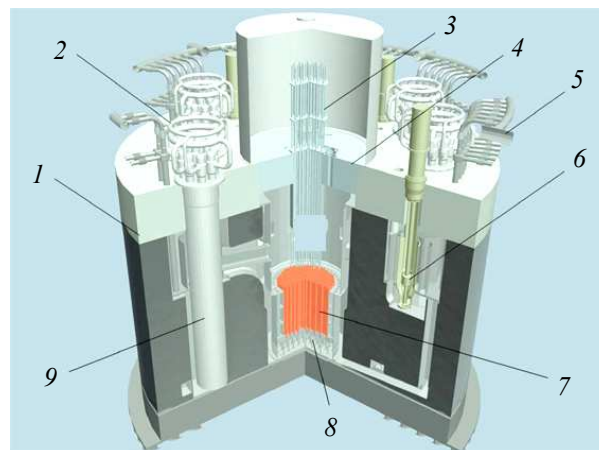
граммы предусмотрены разработка (включая экспериментальное обоснование) и сооружение к 2020 г. опытно-демонстрационного энергоблока с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300.

Конструктивные особенности реакторной установки БРЕСТ-ОД-300. Основные технические решения, закладываемые сегодня, соответствуют концепции, выработанной два десятилетия назад, и учитывают проведенные ранее работы.

Реакторная установка БРЕСТ-ОД-300 конструируется в двухконтурном исполнении (3-й контур — конечный поглотитель) с водяным паром докритических параметров в качестве рабочего тела. Общие характеристики реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 следующие:

Мощность, МВт:	
тепловая . . .	700
электрическая . . .	300
Теплоноситель 1-го контура . . .	Свинец высокой чистоты
Компоновка реакторного блока . . .	Интегральная
Тепловая схема реакторной установки . . .	Двухконтурная
Теплоноситель 2-го контура . . .	Вода — пар докритических параметров
Температура теплоносителя 2-го контура, °С:	
на входе в парогенератор . . .	340
на выходе из парогенератора . . .	505
Давление теплоносителя 2-го контура, МПа:	
на входе в парогенератор . . .	18
на выходе из парогенератора . . .	17
КВА . . .	≥1
Топливо . . .	(U—Pu)N (U—Pu—Np, Am, Cm)N
Удельная тепловая мощность топлива, кВт/кг . . .	33,8
Линейная мощность ТВЭЛ, Вт/см:	
средняя . . .	230
максимальная . . .	350
Выгорание, % тяж. ат.: . . .	
среднее . . .	53 (5,5)
максимальное . . .	87 (9,1)
Длительность кампании, эф. сут. . .	1500
Срок службы, лет . . .	30

Оборудование 1-го контура размещено в железобетонном корпусе, разделенном на несколько сообщающихся полостей (рис. 1). В центральной части размещена активная зона, в периферийных — основное и вспомогательное оборудование. Центральная полость содержит корзину с активной зоной и перекрыта двумя



Р и с. 1. Реакторный блок: 1 — корпус; 2 — пароводяные коллекторы; 3 — колонна системы управления и защиты; 4 — поворотные пробки; 5 — каналы системы аварийного расхолаживания; 6 — главный циркуляционный насос; 7 — активная зона; 8 — корзина активной зоны; 9 — парогенератор

эксцентричными поворотными пробками, обеспечивающими перегрузку ТВС активной зоны. Периферийные полости вместе с центральной образуют петли циркуляции. В состав каждой петли входят циркуляционные каналы, парогенератор, главный циркуляционный насосный агрегат, средства поддержания качества теплоносителя. В состав петли входят также каналы системы аварийного расхолаживания, расположенные параллельно опускному участку, и каналы системы нормального расхолаживания. Трубы системы разогрева и системы охлаждения, а также диагностические каналы контроля технического состояния включены в состав корпуса.

Схема циркуляции главного циркуляционного контура имеет следующие особенности: теплоноситель после активной зоны разделяется на парогенераторы и, пройдя их, попадает на всас главного циркуляционного насоса, который выдает его на напорный уровень, откуда он поступает в опускной участок центральной полости и далее в активную зону. Такая схема способствует сепарации паровых и газовых пузырей, препятствует их попаданию в активную зону, исключает всплески реактивности при разгерметизации трубок парогенератора. Преимуществом выбранной схемы также является запасенная в напорном уровне потенциальная энергия теплоносителя, участвующая в продлении циркуляции при нарушениях нормальной эксплуатации, которые связаны с потерей принудительной циркуляции.

Реакторный блок перегружается через верхнее перекрытие центральной полости. Разгрузочно-загрузочная машина центрального зала через шибер поворотной пробки передает ТВС активной зоны в гнездо внутриреакторного хранилища, откуда их забирает внутриреакторная перегрузочная машина и расставляет по ячейкам. Вывод на координату внутриреакторной перегрузочной машины осуществляется системой из двух поворотных пробок.

Активная зона набирается из 199 ТВС и окружается тремя рядами блоков выемного отражателя. В качестве топлива используется смешанный уран-плутониевый нитрид, плотность и состав которого обеспечивают необходимый запас реактивности и воспроизводство топлива ($K_{BA} \geq 1$). Топливо содержится в твэлах контейнерного типа с оболочками из стали ферритно-мартенситного класса, заполненных гелием. Профилирование энерговыделения и расхода теплоносителя осуществляется с помощью зонирования активной зоны по диаметру твэлов. Гнезда внутриреакторного хранилища находятся за отражателем и вмещают перегружаемые за одну микрокампанию изделия активной зоны.

Управление реактивностью осуществляется регулирующими органами СУЗ, входящими в состав некоторых ТВС активной зоны. В соответствии с требованиями ПБЯ РУ АЭС совокупность регулирующих органов СУЗ разбита на две независимые системы останова реактора, одной из которых является система аварийной защиты. Мощность контролируется ионизационными камерами, расположенными вокруг центральной полости реакторного блока. СУЗ выполнена двухкомплектной и трехканальной по каждому измерению. Рабочие органы СУЗ приводятся в действие электромеханическими приводами, размещенными на центральной поворотной пробке центральной полости. Рабочие органы СУЗ в выведенном состоянии находятся под активной зоной, при аварийном сигнале вводятся в зону под действием силы Архимеда. У части рабочих органов аварийной защиты предусмотрены пассивные инициаторы срабатывания. Дополнительной системой воздействия на реактивность является система пассивной обратной связи, рабочие органы которой (вытесняемые столбы свинца) расположены в первом ряду отражателя и управляются расходом

теплоносителя первого контура. Система пассивной обратной связи помогает управлять реактором при переходных процессах и обеспечивает безопасность при исходных событиях с нарушением циркуляции и задержкой или несрабатыванием аварийной защиты.

Главный циркуляционный насосный агрегат представляет собой лопастную осевую машину с вертикальным расположением вала и асинхронным электродвигателем. Корпусом насоса служит напорная камера, относящаяся к периферийной полости реакторного блока. Особенностью главного циркуляционного насосного агрегата является незначительное требование по выбегу, так как продление циркуляции обеспечивается уровневой схемой.

Парогенератор выбран прямоточный с витыми трубами, раздающая и приемная камеры расположены на уровне верхнего перекрытия. На одну петлю предусмотрено два парогенератора.

Внутриконтурные средства контроля и поддержания качества теплоносителя (массообменники, фильтры, датчики активности кислорода) размещены на различных участках контура и управляются отдельной подсистемой. Внутриреакторная часть системы контроля герметичности оболочек ведет постоянный отбор газовых проб под уровнем теплоносителя в центральной и периферийных полостях, над уровнем — в периферийных полостях. Предусмотрен отбор проб непосредственно теплоносителя.

В реакторной установке предусмотрена система вентиляции газового объема. Прием и обработка смеси газов после регенерации теплоносителя являются дополнительными функциями системы. Система разогрева корпуса предназначена для первоначального разогрева корпуса реакторного блока и поддержания температуры теплоносителя на случай длительного останова. Система охлаждения корпуса предназначена обеспечить рабочую и не превысить допустимую температуру на наружной поверхности строительного бетона шахты реакторного блока.

К системам безопасности относятся системы аварийного расхолаживания и локализации течи парогенератора. Каналы системы аварийного расхолаживания, размещенные в каждой периферийной полости корпуса и погруженные в теплоноситель, представляют собой трубы Фильда. Тепло к конечному поглотителю отво-

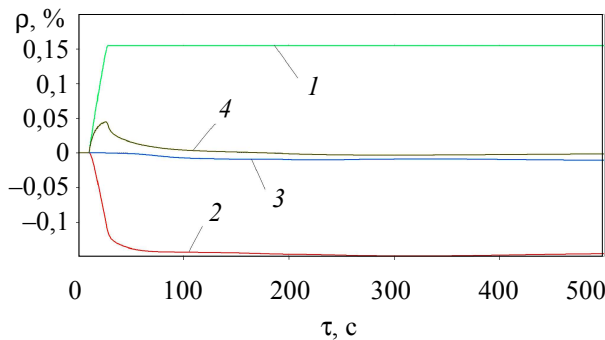
дится с помощью естественной циркуляции. Для поддержания направления циркуляции и минимизации времени пуска каналы САОР в режиме нормальной эксплуатации реакторной установки работают на частичном уровне мощности.

Система локализации течи парогенератора предназначена для приема, конденсации и локализации рабочего тела второго контура (пароводяной смеси) в случае межконтурной течи. Для забора пароводяной смеси из реакторного блока в каждой периферийной полости имеется трубопровод, расположенный выше уровня свинца. Система рассчитана на прием пароводяной смеси в объеме неотсекаемых участков тракта циркуляции второго контура (по отсечной арматуре парогенератора).

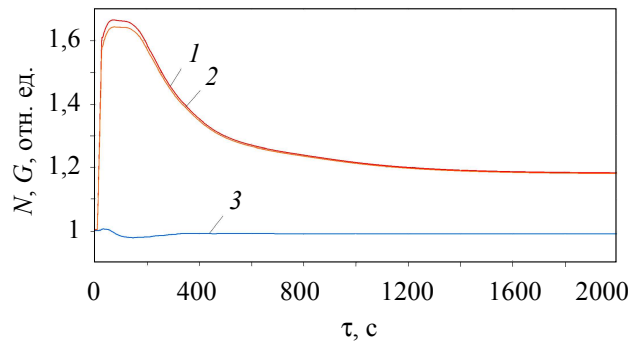
Анализ безопасности. Для демонстрации решения поставленной перед создателями реакторной установки БРЕСТ задачи рассмотрим переходные процессы при наиболее тяжелых исходных событиях с наложением множественных отказов элементов по внутренним причинам.

Ввод полного запаса реактивности. Реактивность вводится с максимальной рабочей скоростью на номинальной мощности без срабатывания аварийной защиты со стабилизацией только температурными обратными связями. На рис. 2—4 видно, что предел безопасной эксплуатации (800 °C) по оболочке твэла не достигается.

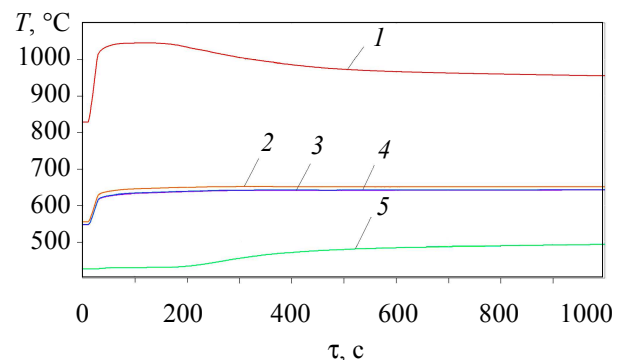
Потеря принудительной циркуляции при обесточивании. Пассивный отвод остаточного тепла осуществляется САОР (рис. 5). Реактор останавливается без срабатывания аварийной защиты только обратными связями по темпера-



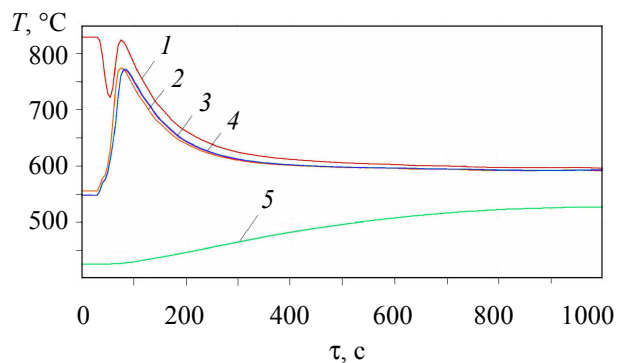
Р и с. 2. Изменение реактивности при вводе полного запаса реактивности: 1 — ввод реактивности стержнями автоматического регулирования; 2, 3, 4 — реактивность температурных обратных связей, пассивной обратной связи и суммарная соответственно



Р и с. 3. Изменение мощности при вводе полного запаса реактивности: 1, 2, 3 — относительная нейтронная, тепловая мощность и расход теплоносителя через активную зону соответственно

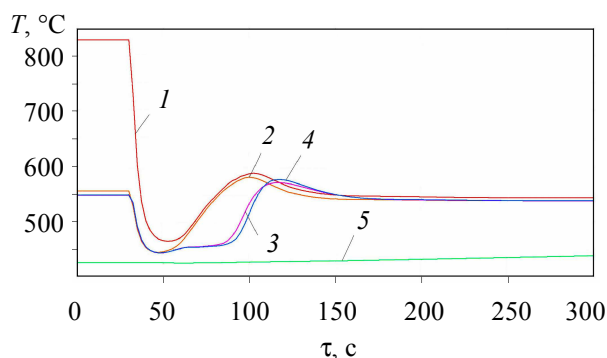


Р и с. 4. Изменение температуры компонентов активной зоны при вводе полного запаса реактивности: 1 — максимальная (усредненная по сечению твэла) температура топлива; 2 — максимальная температура оболочки твэла; 3, 4, 5 — температура теплоносителя на выходе из центральной, периферийной части активной зоны и отражателя соответственно

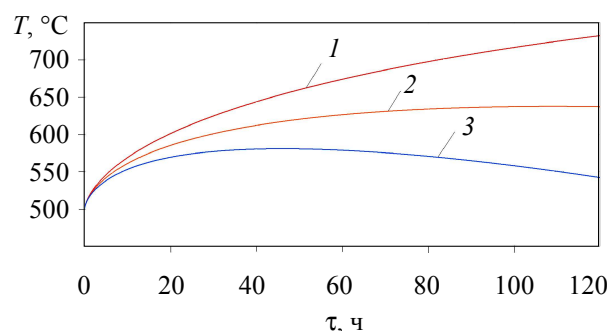


Р и с. 5. Изменение температуры компонентов активной зоны при обесточивании реакторной установки без срабатывания аварийной защиты (обозначения кривых см. на рис. 4)

туре топлива и теплоносителя, а также расходу теплоносителя через активную зону (система пассивной обратной связи). Пассивный отвод остаточного тепла осуществляется системой охлаждения корпуса без системы аварийного расхолаживания (рис. 6, 7). Останов осуществляется по срабатыванию аварийной защиты.



Р и с. 6. Изменение температуры компонентов активной зоны при обесточивании реакторной установки и отказе системы отвода остаточного тепла (обозначения кривых см. на рис. 4)



Р и с. 7. Средняя температура теплоносителя и внутрикорпусных устройств при длительном расхолаживании с отводом 1 (1), 1,5 (2), 2 МВт мощности (3)

На рис. 5—7 видно, что за счет достаточно большой теплоемкости контура (суммарная теплоемкость свинцового контура $6 \cdot 10^5$ ккал/°C) и конструктивных особенностей реакторной установки переходные процессы проходят плавно, без превышения пределов безопасной эксплуатации даже при столь серьезных исходных событиях.

Следует также отметить, что в случае повышения температуры контура из-за полного отсутствия теплосъема и нарушения герметичности твэлов радионуклиды не выйдут за пределы контура по причине превышения давления в полости реакторного блока (теплоноситель не кипит).

Разгерметизация теплообменных трубок парогенератора. При разрыве на мощности трубки парогенератора пароводяная смесь выходит в газовый объем реакторного блока и по трубопроводам уходит в систему локализации течи парогенератора. При этом давление под верхним перекрытием повышается не более чем на одну атмосферу, что не приводит к необратимым перемещениям герметизирующих элементов корпуса. Пароводяная смесь не попадает

в активную зону, поскольку вход и выход из парогенератора по первому контуру осуществляются с выходом на зеркало теплоносителя.

Наиболее тяжелым исходным событием является зависимый отказ трубок парогенератора с неконтролируемым развитием событий. Однако из экспериментов прямого моделирования в явном виде следует отсутствие подобной зависимости. Экспериментальное обоснование для создания математической модели механических и теплогидравлических процессов будет продолжено.

Анализ наиболее тяжелых для реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 исходных событий показывает возможность исключения тяжелых аварий, требующих эвакуации населения.

Этапы разработки реакторной установки. Для проектирования АЭС с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300 создается электронная среда разработки, объединяющая конструкторов, расчетчиков и проектантов. Подобный подход позволяет повысить качество проекта и сделать хороший задел для создания системы управления жизненным циклом АЭС.

При разработке проекта основное внимание уделяется экспериментальному обоснованию и верификации расчетных программных средств. Запланированные НИОКР по некоторым направлениям носят уточняющий, по другим — поисковый характер. Например, исследования коррозионной стойкости планируемых к применению конструкционных материалов близки к завершению, а некоторые элементы главного циркуляционного насосного агрегата нуждаются в поисковых вариантных проработках.

Основные направления НИОКР связаны с определением работоспособности отдельных узлов реакторной установки в свинцовом теплоносителе. Для решения этой задачи интенсивно модернизируются имеющиеся и создаются новые стенды. Основное оборудование, подлежащее исследованию, — главный циркуляционный насосный агрегат, парогенератор, корпус реакторного блока, изделия активной зоны.

Для верификации расчетных программных средств планируется широко использовать экспериментальную базу ФЭИ (организация научного руководителя проекта): эксперименты для верификации нейтронно-физических программ, исследования теплогидравлических характеристик изделий активной зоны в среде жидкоме-

таллического теплоносителя, отработка средств контроля и поддержания качества теплоносителя.

В настоящее время в ФЭИ изготовлены некоторые макеты средств контроля и поддержания качества теплоносителя, проведены первичные испытания, готовятся стенды для более масштабных экспериментов. Для уточнения требований к теплоносителю в ФЭИ и ОАО «ИРМ» готовятся эксперименты с реально получаемым химическим составом для изучения миграции наиболее опасных радионуклидов.

Обоснование применения нитридного топлива и конструкционных материалов активной зоны фактически не прерывалось. В настоящее время работы направлены на уточнение характеристик топлива и подтверждение работоспособности твэлов. Конструктором-технологом твэлов ОАО «ВНИИНМ» совместно с ОАО «ГНЦ НИИАР» проводятся облучение и после-реакторные исследования макетов твэлов, вариативно отличающихся параметрами, в целях расширения информации о работоспособности. Конструктор ТВС НИКИЭТ ведет разработку и экспериментальное обоснование их работоспособности. Теплогидравлические характеристики изучаются на стендах ФЭИ, МГТУ им. Н.Э. Баумана и НИКИЭТа, вибрационные характеристики исследуются с привлечением ОАО «МСЗ». При разработке конструкции ТВС учитываются требования ОАО «СвердНИИхиммаш» по дистанционной сборке и разборке. Все исследования сопровождаются макетированием.

На основании экспериментального обоснования маломасштабной проточной части главного циркуляционного насоса, проведенного Нижегородским техническим университетом, и конструкторских проработок ОАО «ЦКБМ» создаются макетные образцы для получения реальных гидродинамических и ресурсных характеристик проточной части.

Проведенные в 2011 г. в ФЭИ эксперименты на полновысотном стенде парогенератора показывают работоспособность предлагаемой конструкции парогенератора и позволяют перейти к технологической отработке его узлов. Для изучения прочностных и вибрационных параметров в реальной конструкции планируется создание соответствующего рабочего участка. В развитие ранее выполненных Нижегородским университетом работ по экспериментальному определению

параметров конструкции парогенератора при разгерметизации планируются совместные работы с РФЯЦ — ВНИИТФ. Экспериментально в геометрии, близкой к реальной, будут проведены верификационные эксперименты разрывных аварий для изучения поведения конструкции с учетом теплоносителя и рабочего тела.

Разработчиком корпуса ОАО «КБСМ» в рамках экспериментального обоснования планируется создание разномасштабных макетов элементов корпуса. Макеты предназначены для отработки технологии изготовления, измерения тепловых характеристик и влияния термоциклических нагрузок. Теплофизические данные будут служить материалом для верификационных отчетов, обосновывающих программных средств.

Заключение. Анализ переходных процессов в реакторной установке БРЕСТ-ОД-300 показывает возможность исключения тяжелых аварий, требующих эвакуации населения за пределами промплощадки, при использовании в основном физических свойств теплоносителя, топлива и других компонентов реактора, а также технических решений, направленных на их реализацию.

Реакторная установка БРЕСТ-ОД-300 разрабатывается как опытно-демонстрационный прототип базовых коммерческих реакторных установок будущей крупномасштабной ядерной энергетики на основе новых ядерных технологий.

Тепловая мощность прототипа (700 МВт) обеспечивает в значительной мере преимущество конструктивных решений по компонентам активной зоны, контура теплоносителя, оборудования и технологических систем, физическим и тепловым характеристикам для разработки реакторной установки типа БРЕСТ коммерческой мощности, а также позволяет работать в замкнутом ЯТЦ на собственном регенерированном топливе.

Результаты исследовательских и проектных работ указывают на возможность реализации в энергокомплексах с реакторной установкой типа БРЕСТ и замкнутым ЯТЦ основных требований к крупномасштабной ядерной энергетике по безопасности, нераспространению, экономичности, вовлечению в цикл долгоживущих актиноидов и создания к 2020 г. энергоблока с реакторной установкой БРЕСТ-ОД-300.