

ОБОБЩЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ИСПЫТАНИЙ РЕЖИМОВ С ЕСТЕСТВЕННОЙ ЦИРКУЛЯЦИЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ, ПРОВОДИМЫХ НА РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВКАХ ТИПА БН

А. М. Анфимов, В. С. Горбунов, Д. В. Кузнецов, С. Л. Осипов

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Введение

Согласно требованиям нормативной документации при обосновании безопасности реакторных установок (РУ) типа БН должны рассматриваться аварии с обесточиванием энергоблока, характеризующиеся потерей принудительной циркуляции теплоносителя и, как следствие, нарушением теплоотвода от активной зоны реактора.

Специфической особенностью установок с реакторами типа БН с точки зрения безопасности аварийных режимов является большая номинальная теплонапряженность в активной зоне и теплообменном оборудовании. Это обуславливает относительно быстрый рост температуры натрия и твэлов при нарушениях режима циркуляции теплоносителя. В связи с этим при разработке и эксплуатации РУ типа БН особое внимание уделяется режимам с естественной циркуляцией (ЕЦ) теплоносителя.

В настоящее время на Белоярской атомной станции успешно работают первые промышленные установки с реакторами на быстрых нейтронах и натриевым теплоносителем БН-600 и БН-800. В АО «ГНЦ РФ – НИИАР» с 1969 г. эксплуатируется двухпетлевая трехконтурная экспериментальная установка БОР-60. Безаварийно отработала свой срок опытно-демонстрационная установка БН-350 (Казахстан).

Для подтверждения защитных свойств отечественных РУ типа БН в первые годы эксплуатации на каждой из них были выполнены исследования естественной циркуляции (ЕЦ) теплоносителя в теплопередающих контурах. Среди зарубежных исследований, стоит отметить испытания на реакторе PHENIX (Франция) и экспериментальном реакторе EBR-II (США). Результаты выполненных испытаний на РУ типа БН подтверждают возможность существования устойчивой ЕЦ теплоносителя, необходимой для отвода остаточных тепловыделений от реактора.

Кроме того, данные, полученные во время испытаний на РУ, используются для верификации расчетных кодов, с помощью которых выполняется расчетное обоснование безопасности действующих и проектируемых в России РУ типа БН.

Особый интерес представляет верификация интегральных расчетных кодов нового поколения СОКРАТ-БН [1] и ЕВКЛИД [2], которые разрабатывают в рамках проектного направления «Прорыв». Коды нового поколения позволяют моделировать

основные процессы и явления, протекающие в контурах РУ БН, помещениях энергоблока и окружающей среде в переходных и аварийных режимах, включая тяжелые аварии с плавлением топлива в активной зоне.

Экспериментальные исследования режимов с ЕЦ теплоносителя на экспериментальных установках БН

Одни из первых эксперименты с ЕЦ натриевого теплоносителя проводились на отечественной установке БР-5 [3]. БР-5 – трехконтурная двухпетлевая установка тепловой мощностью 5 МВт. В параллельных петлях (мощностью 2,5 МВт каждая) в качестве теплоносителя первого контура использовался натрий; в качестве теплоносителя промежуточного контура – натрий-калиевый эвтектический сплав. Далее тепло с одной из петель передавалось воздуху через воздушный теплообменник (ВТО), а со второй в парогенераторе (ПГ) воде и пару. Аварийное расхолаживание во время испытаний реактора в первые минуты после отключения системного электроснабжения обеспечивалось циркуляцией натрия насосом первого контура, запитанным от сети надежного электроснабжения. После нескольких минут принудительной циркуляции натрия насос первого контура был остановлен, и дальнейшее расхолаживание реактора производилось за счет ЕЦ по всем контурам через воздушный теплообменник (ВТО). Испытания проводились на различных уровнях мощности реактора и показали, что при ограничении подогрева натрия в реакторе до 200 °С (ограничение связано с температурными расширениями ТВС) воздушная петля обеспечивает надежный теплосъем с использованием ЕЦ до уровня мощности 250 кВт, что в полной мере обеспечивает съем остаточного тепловыделения в реакторе через несколько минут после его остановки. Также было показано, что при выбранной на этапе проектирования геометрии и, как следствие, гидравлики контуров теплоносителей не происходит колебаний и опрокидывания расхода в нестационарных режимах с ЕЦ теплоносителей.

Опыт проектирования и эксплуатации БР-5 лег в основу проектирования другой экспериментальной установки – БОР-60. Отвод тепла от активной зоны реактора производится натрием первого контура

двумя параллельными петлями (по 30 МВт каждая) через натриевый промежуточный контур к парогенератору. Также в установке имеется воздушный теплообменник, рассчитанный на отвод тепловой мощности 30 МВт, с возможностью подключения к любой из петель вместо соответствующего парогенератора или одновременно на две петли [4]. Воздух, нагретый в ВТО, сбрасывается спецвентиляторами в вытяжную трубу, которая также обеспечивает естественную тягу воздуха в условиях аварийного расхолаживания. Останов реактора возможен путем срабатывания медленной аварийной защиты (МАЗ) и быстрой аварийной защиты (БАЗ). В первом случае все стержни системы управления и защиты (аварийной защиты – АЗ, регулирующие – РС и компенсирующие – КС), кроме центрального КС, вводятся в а.з. за 40 с.

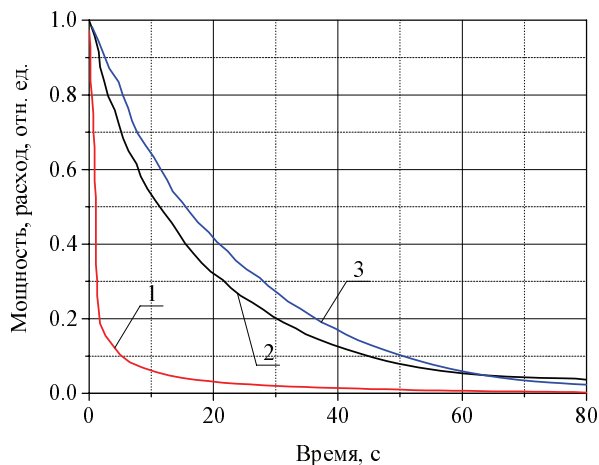
Во втором случае центральный КС остается в прежнем положении, периферийный КС и стержни АЗ вводятся в а.з. за 1 с, РС вводятся за 40 с.

На установке БОР-60 была проведена большая серия экспериментов по срабатыванию БАЗ и МАЗ реактора на различных уровнях мощности с отключением циркуляционных насосов. Как видно из рис. 1а, отношение относительной мощности РУ к относительному расходу через активную зону при срабатывании БАЗ всегда меньше 1, что говорит об устойчивом расхолаживании реактора. При срабатывании МАЗ характер уменьшения расхода близок к характеру изменения мощности реактора на протяжении ~70 с после начала режима. Изменение подогревов натрия первого контура при расхолаживании после срабатывания МАЗ с уровня мощности 20 МВт представлено на рис. 1б, откуда видно, что после остановки насосов и установления режима ЕЦ в контуре реактор переходит в режим устойчивого расхолаживания.

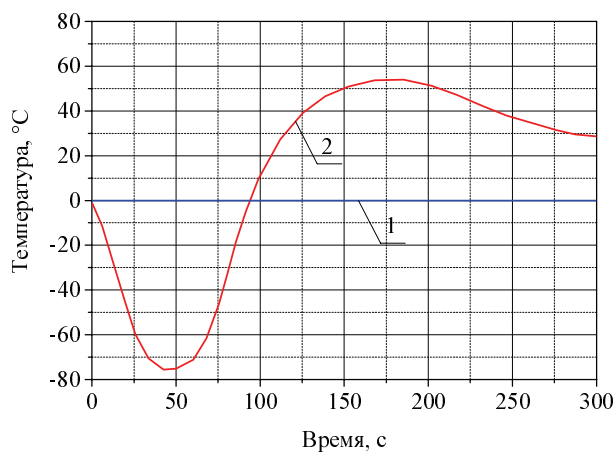
Исследование влияния отношения расхода натрия во втором контуре к расходу в первом показали, что при увеличении этого отношения величина пика температур на выходе из активной зоны уменьшается. Данное обстоятельство объясняется смещением центра теплосъема в промежуточном теплообменнике (ПТО) вверх, где создаются лучшие условия для формирования движущего напора ЕЦ.

Для исключения температурных скачков на трубных досках ПГ в режимах аварийного останова подбирался режим уменьшения расхода питательной воды. В результате исследований определили, что наиболее спокойным для ПГ является снижение расхода питательной воды за 60 с с момента прохождения сигнала на аварийную остановку.

По результатам проведенных экспериментов было решено любую аварийную остановку и перегрузку топлива на БОР-60 проводить с переходом на ЕЦ теплоносителя.



а



б

Рис. 1. Изменение мощности и параметров натрия первого контура БОР-60 при срабатывании аварийной защиты и расхолаживании на ЕЦ [4]: а – мощности: 1 – мощность при БАЗ; 2 – мощность при МАЗ; 3 – расход натрия первого контура; б – параметры: 1 – подогрев натрия на входе в а.з., 2 – подогрев натрия на выходе из а.з.

Расчетно-экспериментальные исследования режимов с ЕЦ теплоносителя на зарубежных установках БН

Среди зарубежных РУ типа БН стоит отметить французскую установку PHENIX, на которой был выполнен комплекс исследований режимов с ЕЦ теплоносителей. PHENIX – трехконтурная трехпетлевая установка с натриевым теплоносителем тепловой мощностью 563 МВт. Исследования возможности расхолаживания реактора с помощью ЕЦ были проведены 22-23 июня 2009 года [5]. Перед началом эксперимента реактор работал на мощности 350 МВт в течение 6 дней, а затем в течение одного дня мощность была снижена до 120 МВт. Перед началом

эксперимента РУ работала на двух петлях. Исходное событие для моделирования режима – прекращение подачи питательной воды в ПГ. Вследствие осушения парогенераторов произошел рост температуры на входе в ПТО второго контура и, как следствие, рост температуры на входе в активную зону. Рост температуры в активной зоне вызвал некоторое снижение нейтронной мощности за счет обратных связей по реактивности. После достижения предельной разницы температур между первым и вторым контуром сработала аварийная защита реактора. После этого отключились циркуляционные насосы первого контура. Скорость насосов второго контура снизилась и зафиксировалась на уровне 110 об/мин. В этот момент времени развилась естественная циркуляция в первом контуре. Сток тепла в эксперименте происходил с оборудования и трубопроводов второго контура и с корпуса и крыши реактора. Спустя три часа, после открытия боксов ПГ, дополнительное охлаждение обеспечивалось за счет охлаждения корпусов ПГ воздухом. По экспериментальной оценке установившийся уровень расхода ЕЦ через а.з. реактора (рис. 2а) находился в интервале 0,01–0,02 отн. ед., что обеспечило устойчивое расхолаживание РУ.

Также испытания по ЕЦ натрия были проведены на экспериментальном быстром реакторе EBR-II (США). EBR-II – установка с интегральной компоновкой реактора мощностью 62,5 МВт. Среди испытаний по исследованию ЕЦ стоит отметить эксперимент SHRT-17, использующийся в качестве бенчмарка для верификации расчетных кодов [6]. Перед началом испытаний реактор работал на номинальной мощности в течение двух часов. Исходное событие в данном эксперименте – останов насосов первого и второго контуров. Расход ЕЦ натрия первого контура установился на уровне $\sim 0,013$ отн. ед., что обеспечило спад температур натрия первого контура в реакторе (рис. 2б).

Данные режимы использовались для верификации кода нового поколения СОКРАТ-БН [5, 6]. Проведенные расчетные исследования подтвердили адекватность моделирования кодом процессов отвода остаточных тепловыделений на ЕЦ теплоносителя, а среднее относительное отклонение расчета от эксперимента составило $\sim 17\%$ по отношению к максимальному изменению температур в ходе режима (рис. 2).

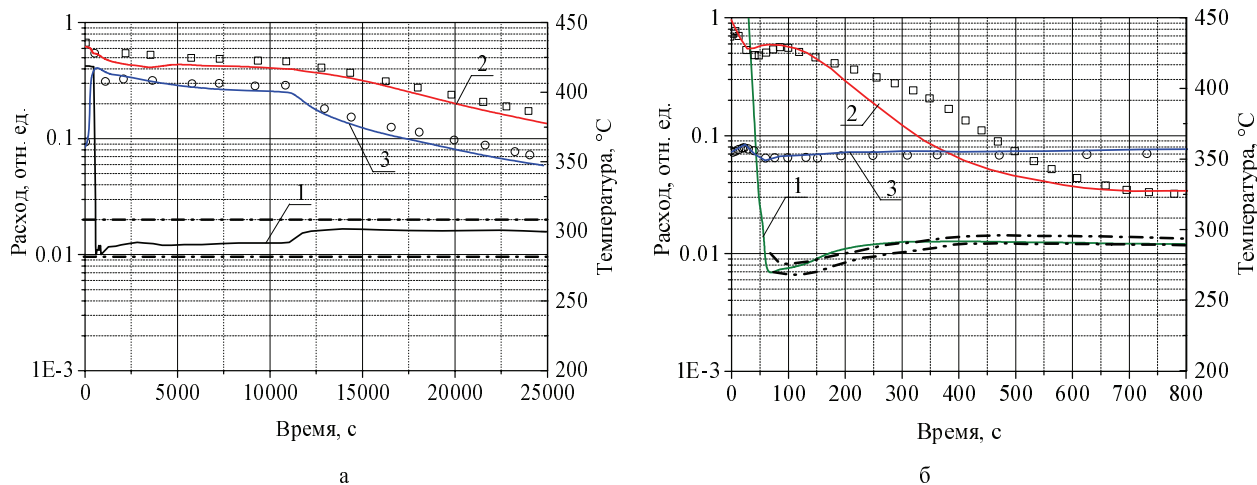


Рис. 2. Изменение параметров натрия первого контура в реакторах при испытании с ЕЦ в сравнении с результатами расчетов по коду СОКРАТ-БН [5, 6]: а – реактор PHENIX, б – реактор EBR-I: 1 – расход натрия первого контура – СОКРАТ-БН, — — — эксперимент; 2 – температура натрия на входе в ПТО – СОКРАТ-БН, □ – эксперимент; 3 – температура натрия на выходе из ПТО – СОКРАТ-БН, ○ – эксперимент

Расчетно-экспериментальные исследования режимов с ЕЦ теплоносителя на отечественных промышленных установках БН

Говоря об опыте проектирования отечественных установок типа БН, нельзя обойти стороной опытно-демонстрационную установку БН-350, работавшую в Казахстане. БН-350 – трехконтурная РУ петлевой компоновки с шестью петлями теплоотвода (одна петля – резервная) проектной тепловой мощностью 1000 МВт (максимальная достигнутая мощность составила 750 МВт). Кроме выработки электроэнергии БН-350 служила для опреснения воды.

Эксперименты с ЕЦ натрия в первом и втором контурах РУ БН-350 проводились в режиме подъема и снижения мощности, а также при останове реактора с различных уровней мощности [7]. Данные исследования показали, что в первом контуре после выбега циркуляционных насосов развивается прямой расход ЕЦ, а во втором контуре наблюдается опрокидывание расхода вследствие неблагоприятного распределения температуры натрия по контуру.

Также на РУ БН-350 были проведены исследования возможности развития локальной ЕЦ натрия во втором контуре [8]. В ходе испытаний была подтверждена возможность развития локальной ЕЦ теплоносителя второго контура (в горизонтальных и вертикальных участках контура), обеспечивающей отвод остаточных тепловыделений от реактора за счет стока тепла через оборудование и трубопроводы второго контура.

Отечественная РУ следующего поколения – БН-600 – в отличие от БН-350 имеет баковую компоновку: оборудование первого контура, исключая некоторые вспомогательные системы, находится в едином корпусе. Номинальная тепловая мощность реактора – 1470 МВт. Передача тепла от реактора к ПГ осуществляется по трехконтурной схеме по трем параллельным петлям.

Экспериментальные исследования ЕЦ натрия на БН-600 проводились как одновременно в первом и втором контурах, так и в отдельности [9]. В первых экспериментах (на малых уровнях – до 3 % от номинальной мощности) изучалось влияние исходных параметров установки и дальнейшего режима их регулирования на возникновение и развитие ЕЦ. Для этого спад мощности остаточных тепловыделений моделировался с помощью стержней автоматического регулирования. Регулирование расхода питательной воды в ПГ во всех режимах осуществлялось дистанционно оператором. Данные эксперименты показали, что в первом контуре развивается устойчивая ЕЦ теплоносителя, которая не зависит от исходного состояния системы. На развитие ЕЦ во втором контуре существенно влияет наличие отвода тепла от контура и качество регулирования температуры натрия на выходе из ПГ (за счет обеспечения требуемого расхода питательной воды в ПГ).

В последующем были проведены два эксперимента по исследованию эффективности расхолажи-

вания РУ БН-600 с помощью ЕЦ в первом и втором контурах с энергетических уровней мощности: с 19 и 50 % от номинальной мощности. В первом случае снижение нейтронной мощности в режиме срабатывания БАЗ и уровень остаточных тепловыделений моделировались одним из стержней АЗ и РС. Через 2 с после введения в а.з. стержня АЗ отключились циркуляционные насосы в первом и втором контурах. Расходы ЕЦ по первому и второму контурам в данном режиме составили ~0,03 и 0,06 отн. ед. Данный эксперимент показал, что для получения наиболее благоприятных условий поддержания ЕЦ во втором контуре необходимо как можно дольше удерживать паровой режим работы ПГ путем уменьшения в нем давления со стороны третьего контура.

При расхолаживании с 50 % номинальной мощности исходные подогревы теплоносителей первого и второго контуров были близки к номинальным значениям (150 и 140 °С, соответственно). Исходное событие для начала режима – обесточивание установки. Однако в отличие от штатного алгоритма при обесточивании циркуляционные насосы не переводились на пониженные обороты, а сразу останавливались по кривой естественного механического выбега. Установившиеся расходы ЕЦ в первом и втором контурах составили ~0,02 и 0,07 отн. ед., соответственно.

Данные эксперименты показали, что при большом исходном подогреве теплоносителя второго контура, характерном для энергетических уровней мощности реактора, во втором контуре РУ развивается устойчивая ЕЦ.

На режимах по исследованию ЕЦ теплоносителей в РУ БН-600 была проведена верификация расчетных кодов СОКРАТ-БН [9] и ЕВКЛИД [10]. Результаты расчета динамических режимов расхолаживания установки БН-600 кодом ЕВКЛИД в сравнении с экспериментальными данными приведены на рис. 3, откуда видно, что расчетные значения основных параметров РУ хорошо совпадают с экспериментальными данными. При этом среднеинтегральные относительные отклонения расчета от эксперимента составили 10 % по температурам натрия в контурах и 20 % по расходу теплоносителя второго контура.

В 2016 году завершился ввод в эксплуатацию энергоблока №4 Белоярской атомной станции с РУ БН-800. Номинальная тепловая мощность реактора составляет 2100 МВт. Теплоотвод от реактора организован по трехконтурной схеме тремя параллельными петлями. На этапах энергопуска и опытно-промышленной эксплуатации на энергоблоке была выполнена серия экспериментов по исследованию развития ЕЦ в натриевых контурах. Отвод остаточных тепловыделений от реактора осуществлялся системой аварийного расхолаживания (САРХ) через промежуточный натриевый контур к ВТО. Натрий промежуточного контура охлаждается атмосферным воздухом, проходя внутри трубок ВТО. Нагретый в ВТО воздух за счет естественной тяги сбрасывается в венттрубу САРХ.

Эксперименты по исследованию ЕЦ проводились на различных исходных уровнях мощности реактора одновременно в первом и втором контурах, а также по отдельности. Возникновение ЕЦ теплоносителей в первом контуре РУ определялось в режимах по характеру изменения температур натрия на выходе из а.з., входе и выходе ПТО по первому контуру, так как в первом контуре отсутствует возможность прямого определения расхода теплоносителя.

Испытания ЕЦ теплоносителей, проводимые на исходных уровнях мощности менее 50 %, показали возможность развития устойчивой ЕЦ теплоносителя в первом контуре при принудительной циркуляции натрия в контуре САРХ, а также возможность существования ЕЦ натрия в контуре САРХ при принудительной циркуляции теплоносителя в первом контуре.

Наиболее интересным с точки зрения обоснования безопасности РУ БН-800 является режим по исследованию развития ЕЦ в первом и втором контуре, проводимый с исходного уровня мощности 50 % от номинального. Исходное событие для формирования сигнала на останов реактора – уменьшение расхода питательной воды. После срабатывания АЗ отвод тепла от реактора осуществлялся введенной в работу САРХ. Отключение циркуляционных насосов первого контура произвели спустя час после исходного события. Максимальный прирост температуры натрия на выходе из а.з. составил при этом ~65 °С. После установления в первом контуре реактора расхода ЕЦ (~0.03 отн. ед.) и наступления устойчивого процесса расхолаживания спустя ~40 мин после отключения циркуляционных насосов первого контура были отключены электромагнитные насосы САРХ. Расход в промконтуре САРХ составлял при этом 0,4–0,6 отн. ед. Таким образом, ЕЦ установилась во всех натриевых контурах, обеспечивая отвод остаточных тепловыделений от а.з. реактора через промконтур САРХ в ВТО, где тепло передавалось атмо-

сферному воздуху за счет его естественной конвекции через межтрубное пространство ВТО.

В 2017 году были проведены поверочные расчеты режимов, проводимых на этапах ввода в эксплуатацию энергоблока РУ БН-800, с использованием теплогидравлического модуля кода ЕВКЛИД [11]. Сравнительный анализ расчета режима расхолаживания реактора БН-800 с 50 % от номинальной мощности (рис. 4) на ЕЦ в первом и втором контуре показал, что результаты расчета по коду ЕВКЛИД основных теплогидравлических параметров РУ попадают в область погрешности их определения в эксперименте (температуры теплоносителей нормированы на исходные уровни температур перед началом эксперимента).

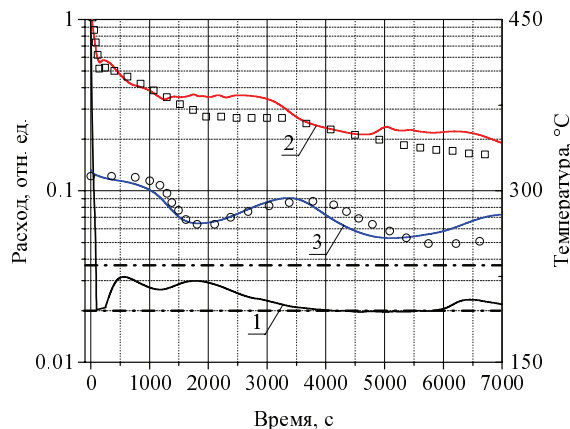


Рис. 3. Изменения параметров натрия первого контура РУ БН-600 в режиме с расхолаживанием реактора с уровня мощности 50 % от номинального в сравнении с результатами расчета по коду ЕВКЛИД [10]: 1 – расход натрия через а.з. – ЕВКЛИД, — — — эксперимент; 2 – температура натрия на входе в ПТО – ЕВКЛИД, □ – эксперимент; 3 – температура натрия на выходе из ПТО – ЕВКЛИД, ○ – эксперимент

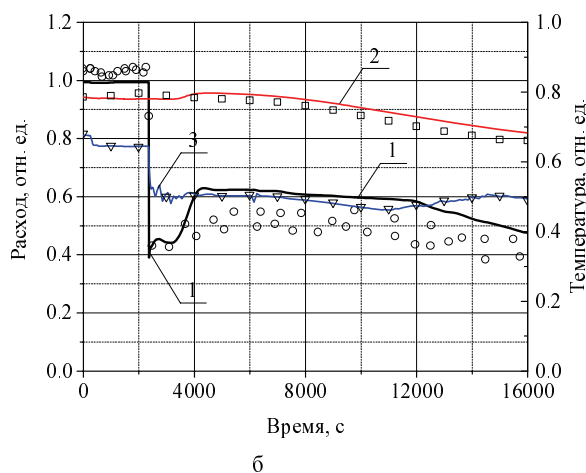
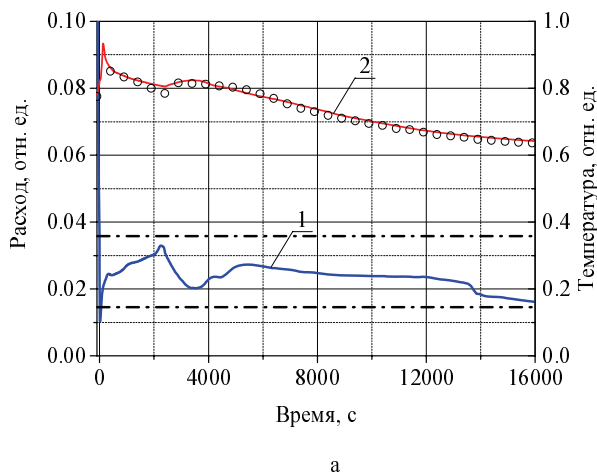


Рис. 4. Изменение параметров РУ БН-800 в ходе режима расхолаживания на ЕЦ с 50 % номинальной мощности в сравнении с расчетами по коду ЕВКЛИД [11]: а – активная зона: 1 – расход натрия через а.з. – ЕВКЛИД, — — — эксперимент; 2 – температура натрия на выходе из а.з. – ЕВКЛИД, ○ – эксперимент; б – ВТО: 1 – расход натрия через ВТО – ЕВКЛИД, — — — эксперимент; 2 – температура натрия на входе в ВТО – ЕВКЛИД, □ – эксперимент; 3 – температура натрия на выходе из ВТО – ЕВКЛИД, ∇ – эксперимент

Расчетные исследования ЕЦ в инновационном проекте РУ типа БН большой мощности

В инновационном проекте РУ типа БН для расхолаживания реактора используется система аварийного отвода тепла (САОТ) [12], которая обеспечивает передачу тепла от теплоносителя первого контура через промежуточный натриевый контур и ВТО атмосферному воздуху. САОТ используется для отвода тепла от реактора в режимах нормальной эксплуатации, при нарушениях нормальной эксплуатации и авариях, включая аварии с полной потерей принудительного теплоотвода через третий контур.

Передача тепла от первого контура в промежуточный осуществляется с помощью автономных теплообменников (АТО). В режимах расхолаживания натрия поступает из горячей камеры реактора в АТО и, отдавая тепло натрию промконтура, по напорным трубопроводам АТО подается в напорную камеру реактора.

Открытие выходных шиберов ВТО в режимах нормальной эксплуатации и при нарушениях нормальной эксплуатации осуществляется активным способом. При авариях открытие части выходных шиберов происходит пассивным способом.

Результаты расчетов аварии с полной потерей электроснабжения по коду СОКРАТ-БН показали, что в процессе выбега циркуляционных насосов первого контура происходит срабатывание пассивных стержней АЗ и пассивных секций выходных шиберов ВТО. Это приводит к останову реактора и пассивному вводу в действие САОТ. Как видно из рис. 5 в процессе расхолаживания в реакторе и контурах САОТ развивается устойчивая естественная циркуляция теплоносителя на уровне 0,02 – 0,03 отн. ед.

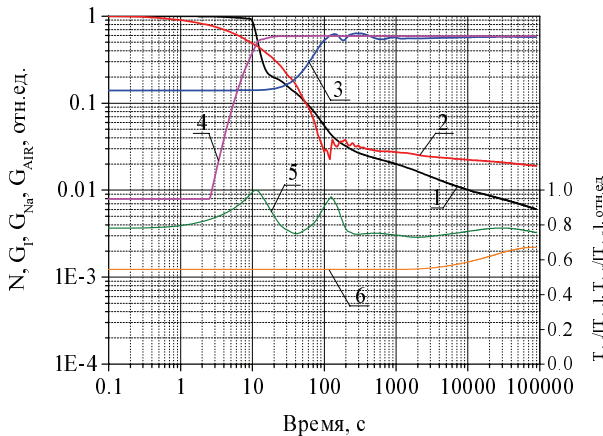


Рис. 5. Изменение основных параметров инновационной РУ типа БН в ходе аварии с полной потерей электроснабжения [12]: 1 – мощность реактора (N); 2 – расход теплоносителя через а.з. (G_I); 3 – расход теплоносителя в промежуточном контуре САОТ (G_{Na}); 4 – расход теплоносителя в воздушном контуре САОТ (G_{AIR}); 5 – отношение температуры оболочки твэл к предельно допустимому значению ($T_{clad}/[T_{clad}]$); 6 – отношение температуры корпуса реактора к предельно допустимому значению ($T_{shell}/[T_{shell}]$)

При этом температура оболочек максимально напряженных твэл кратковременно достигает значений, близких к пределу безопасной эксплуатации. Температура корпуса реактора существенно ниже предела безопасной эксплуатации.

Заключение

Эксперименты, проводимые на реакторных установках БН, подтвердили, что режимы ЕЦ натриевого теплоносителя устойчивы, совпадают с направлением принудительной циркуляции. При этом расходы ЕЦ в натриевых контурах составляют порядка 0,01–0,07 от номинальных значений расходов, что обеспечивает отвод остаточного тепловыделения от а.з. реактора. На уровень расхода ЕЦ в РУ БН влияет распределение температур в контурах РУ, что в основном определяется уровнем исходной мощности реактора.

Результаты реакторных экспериментов с ЕЦ теплоносителей на установках БН-600, БН-800 и зарубежных установках PHENIX и EBR-II использовались при верификации кодов нового поколения (СОКРАТ-БН и ЕВКЛИД). В результате верификации была подтверждена адекватность моделирования кодами основных процессов и явлений, происходящих в РУ БН в аварийных режимах с потерей принудительной циркуляции теплоносителей.

Успешные результаты испытаний на отечественных РУ БН легли в основу разработки САОТ инновационного проекта РУ типа БН. Особенность системы САОТ для инновационного проекта РУ типа БН заключается в том, что ее ввод в действие и функционирование может осуществляться на пассивных принципах. Пассивность функционирования обеспечивается за счет развития устойчивой ЕЦ теплоносителей в контурах САОТ. Результаты расчетов переходных и аварийных режимов выполненные по коду СОКРАТ-БН, показали, что в процессе расхолаживания РУ на ЕЦ все принятые для инновационной энергетики критерии безопасности выполняются.

Литература

1. SOCRAT-BN integral code for safety analyses of NPP with sodium cooled fast reactors: development and plant application (ID: CN245-281) / R. V. Chalyy, N. A. Rtishchev, A.E. Tarasov et al // International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russia, 26-29 June 2017.
2. Avvakumov A. V., Alipchenkov V. M., Belov A. A., Bereznev V. P., Boldyrev A. V., Grushin N. A., Khanbikov I. N., Klimonov I. A., Kolobaeva P. V., Koltashev D. A., Mosunova N. A., Ozrin V. D., Rtishchev N. A., Seleznev E. F., Semenova M. M., Stakhonova A. A., Strizhov V. F., Tarasov V. I., Usov E. V., Veprev D. P., Veretentsev V. A., Afremov D. A.,

Kudryavtsev A. V., Semchenkov A. A., Osipov S. L., Anfimov A. M., Gorbunov V. S. Coupled calculations for the fast reactors safety justification with the EUCLID/V1 integrated computer code // International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development. FR17, 26-29 June 2017, Yekaterinburg, Russian Federation, IAEA-CN245-184. P. 10.

3. Багдасаров Ю. С. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1969.

4. Казачковский О. Д., Антипин Г. К., Афанасьев В. А., Бай В. Ф., Борисюк В. А., Борисюк Е. В., Грязев В. М., Ефимов В. Н., Кевролев В. П., Кондратьев В. И., Краснояров Н. В., Смирнов А. М. Аварийное расхолаживание установки БОР-60. «Атомная энергия», Т. 34, Вып. 5

5. Анфимов А. М., Ртищев Н. А., Семенов В. Н., Тарасов А. Е., Чалый Р. В. Верификация кода СОКРАТ-БН на экспериментальных данных, полученных на РУ Phenix в режиме расхолаживания на естественной циркуляции – Конференция молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике». 25–26 ноября 2015 г. НИКИЭТ. г. Москва

6. Rtishchev N., Ohira H., Sumner T., Monti S., Kriventsev V., Hu W., Sui D., Su G., Maas L., Vezzoni B., Sarathy U. P., Del Nevo A., Zanino R., Petruzzi A., Van Rooijen W. F. G., Morita K., Choi C., Shin A., Stempniewicz M., Zhang Y., Bates E.. Final Results and Lessons Learned from EBR-II SHRT-17 Benchmark Simulations // International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development. FR17, 26–29 June 2017, Yekaterinburg, Russian Federation, IAEA-CN245-084

7. Ашурко Ю. М., Багдасаров Ю. Е., Кузнецов И. А., Букша Ю. К., Демин А. А., Купный В. И., Антуфьев О. Н., Козубов Э. П., Шейнкман А. Г., Левитин В. А. Основные результаты специальных экспериментов по исследованию систем и устройств

аварийной защиты реакторов БН-350 и БН-600 // Франко-советский семинар по безопасности быстрых реакторов. Обнинск, 1985 г.

8. Ашурко Ю. М. Методы обоснования и оптимизации основных характеристик систем отвода остаточного тепловыделения в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем. // Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата технических наук. Обнинск. 2003 г.

9. Rtishchev N. A., Chalyy R. V., Semenov V. N., Fokin A. M., Tarasov A. E., Shepelev S. F., Osipov S. L., Gorbunov V. S., Anfimov A. M. Validation of SOCRAT-BN Code on the Base of Reactor Experiments – 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS10), Okinawa, Japan, 14-18 Dec. 2014

10. Климонов И. А., Иванов Е. Н., Усов Э. В., Кудашов И. Г., Дугаров Г. А., Бутов А. А., Мосунова Н. А., Стрижов В. Ф., Анфимов А. М., Горбунов В. С., Кузнецов Д. В., Осипов С. Л., Бельтюков А. И. Верификация теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на основе экспериментов, выполненных на реакторной установке БН-600 // Атомная энергия. 2017. Т/ 122. № 5. С. 258–262.

11. Анфимов А. М., Кирилов И. Н., Кузнецов Д. В. Результаты анализа теплоотводной аварии РУ БН-800 с учетом данных, полученных на этапе ввода в эксплуатацию // Сб. докладов 20-й Международной конференции молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам 11–12 апреля 2018 года – г. Подольск, 2018. С. 118–126.

12. Using the SOCRAT-BN code to validate the BN-1200 design / A. M. Anfimov, D. V. Kuznetsov, I. N. Kirilov, R. V. Chalyy, N. I. Ryzhov, V. N. Semyonov, A. L. Fokin // Collection of papers of V International Scientific and Technical Conference – Innovative Designs and Technologies of Nuclear Power, 2–5 October – Moscow, 2018. P. 810–819.