

УДК 621.039

## О ВОЗМОЖНЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ РЕШЕНИЯХ ПО АВАРИЙНОМУ ОТВОДУ ОСТАТОЧНОГО ТЕПЛО ВЫДЕЛЕНИЯ В БЫСТРЫХ РЕАКТОРАХ, ОХЛАЖДАЕМЫХ ЖИДКИМ МЕТАЛЛОМ

© 2019 г. Е. О. Адамов<sup>1, \*</sup>, В. И. Рачков<sup>2</sup>, Ю. С. Хомяков<sup>1</sup>, Ю. Е. Швецов<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Частное учреждение Государственной корпорации по атомной энергии “Росатом”  
“Инновационно-технологический центр проекта “ПРОРЫВ””, Москва, Россия

<sup>2</sup>Национальный исследовательский ядерный университет “МИФИ”, Москва, Россия  
\*e-mail: shyue@proryv2020.ru

Поступила в редакцию 22.02.2019 г.

После доработки 08.04.2019 г.

Принята к публикации 16.04.2019 г.

В соответствии с современными тенденциями к повышению уровня безопасности атомных станций для российских быстрых реакторов ставится задача по выполнению более жесткого, чем это определено российскими нормами по безопасности АЭС НП-001-15, требования по обеспечению безопасности при тяжелых авариях. Реакторные установки проекта “ПРОРЫВ” позиционируются как основа для крупномасштабной ядерной энергетики естественной безопасности, что, в частности, подразумевает “исключение аварий на АЭС, требующих эвакуации, а тем более отселения населения”, в том числе и при множественных исходных отказах. Проблема отвода тепла остаточного энерговыделения от остановленного реактора остается до настоящего времени актуальной, что подтвердил инцидент на АЭС Фукусима. При этом сложность проблемы возрастает с увеличением мощности реактора. На базе расчетов перехода реакторов в режим расхолаживания, выполненных по 3D тепло-гидравлическим кодам, проведен сравнительный анализ эффективности теплоотвода для реакторов большой мощности, охлаждаемых свинцом и натрием. Сравниваются два варианта конструкции системы аварийного отвода тепла (САОТ), отличающиеся расположением аварийного теплообменника (АТО). В первом варианте АТО расположен в верхней камере реактора, и отвод тепла от активной зоны происходит за счет циркуляции по тракту “АТО – верхняя камера – межпакетное пространство (МПП) активной зоны – верхняя камера”. Во втором варианте АТО расположен в опускной щели реактора, и в схему включен обратный клапан, позволяющий в режиме расхолаживания “горячему” теплоносителю из верхней камеры поступать на вход АТО и блокирующий данный расход при работе реактора в энергетических режимах. Показано, что САОТ натриевого реактора оказывается более эффективной для обоих вариантов конструкции САОТ. Для реактора большой мощности, охлаждаемого свинцом, САОТ в варианте с обратным клапаном также позволяет отвести тепло остаточного энерговыделения без превышения допустимых пределов по температурам. В варианте с размещением АТО в верхней камере происходит кратковременный перегрев твэлов выше предела их безопасной эксплуатации.

*Ключевые слова:* быстрый реактор, жидкометаллический теплоноситель, аварии, остаточное энерговыделение, отвод тепла, БРЕСТ, БН-1200, проект “Прорыв”

DOI: 10.1134/S0002331019020031

### ВВЕДЕНИЕ

Ядерные реакторы на быстрых нейтронах выбраны в качестве основного элемента новой комплексной технологической платформы, предназначенной для решения в

едином ядерно-энергетическом комплексе не только задачи по безопасной выработке электроэнергии, но и задачи по переработке и рефабрикации ядерного топлива внутри замкнутого топливного цикла. Данная задача реализуется РОСАТОМом в рамках инновационного проекта “ПРОРЫВ” [1–4]. В качестве базовых реакторов проекта на данный момент выбраны охлаждаемый натрием реактор большой мощности БН-1200 [5] и охлаждаемый жидким свинцом реактор средней мощности БРЕСТ-ОД-300 [6]. Применительно к реакторам проекта ПРОРЫВ, как и для других энергетических реакторов, остается актуальной проблема отвода тепла остаточного энерговыделения от активной зоны ядерного реактора при аварийных ситуациях, приводящих к отказу штатных систем теплоотвода.

В соответствии с современными тенденциями к повышению уровня безопасности атомных станций для российских быстрых реакторов ставится задача по выполнению более жесткого, чем это определено российскими нормами по безопасности АЭС НП-001-15, требования по обеспечению безопасности, а именно – для перспективных проектов требуется, чтобы вероятность разрушения корпуса реактора не превышала значения  $10^{-7}$  на реактор в год. Реакторные установки проекта “ПРОРЫВ” позиционируются как основа для крупномасштабной ядерной энергетики естественной безопасности, что, в частности, подразумевает “исключение аварий на АЭС, требующих эвакуации, а тем более отселения населения”, в том числе и при множественных исходных отказах.

В свете вышесказанного система аварийного отвода тепла (САОТ) должна выполнять двоякую функцию. Во-первых, сохранять целостность и работоспособность активной зоны (АЗ) при исходных событиях, приводящих к потере теплоотвода, и, во-вторых, при тяжелых авариях, включая инициируемые катастрофическими внешними воздействиями, она должна выполнять “функцию управления аварией” с целью снижения масштабов повреждения активной зоны и гарантировать выполнение критерия по не отселению.

Проблема остается до настоящего времени актуальной, что подтвердил инцидент на АЭС Фукусима, причем ее актуальность и сложность возрастает с увеличением мощности реактора, а возможные технические решения, как правило, являются попыткой найти компромисс между надежностью и технической эффективностью соответствующей системы и затратами на ее реализацию. Под технической эффективностью понимают главным образом способность системы отвести тепло остаточного энерговыделения при максимально возможной ее компактности. Надежность включает в себя следующие основные составляющие:

- ввод в действие и работа основаны на пассивных принципах;
- автономность;
- принцип конструктивного разнообразия (диверсификации), чтобы исключить возможность отказов по общей причине;
- самозащищенность при авариях (сохранение работоспособности при дополнительных отказах);
- обоснованность конструктивных решений, включающая в себя расчетное обоснование параметров с помощью вычислительных средств, экспериментальное обоснование на специализированных стендах и учет мирового опыта.

С другой стороны, современные тенденции развития атомной энергетики направлены на обоснованное снижение затрат, в том числе и на безопасность, но без ущерба для нее.

В мировой и отечественной практике известен целый ряд технических решений, направленных на осуществление данной задачи. Проблема поиска оптимального варианта конструкции системы аварийного отвода тепла применительно к быстрым реакторам, охлаждаемым жидкометаллическим теплоносителем, имеет длительную ис-

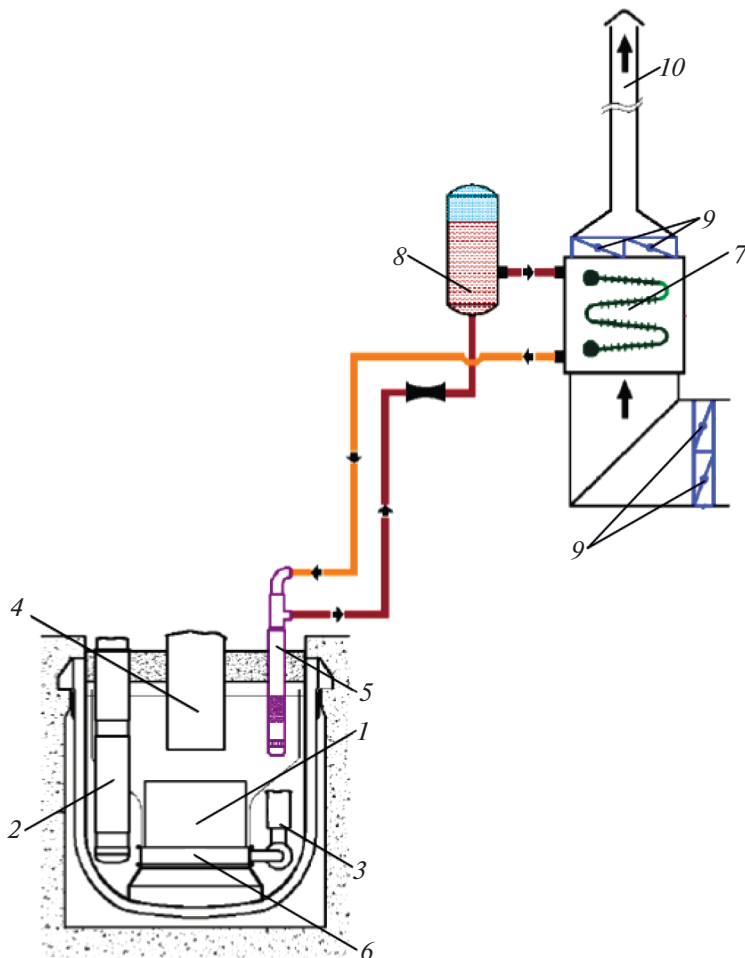
торию как в России, так и за рубежом. Отвод тепла остаточного энерговыделения от реактора может осуществляться различными способами, а именно:

- а) через основную систему отвода тепла (система не является независимой)
  - при естественной циркуляции по первому контуру,
  - с использованием вспомогательных (обычно электромагнитных) насосов;
- б) через отдельную независимую петлю теплообмена
  - посредством аварийных теплообменников (АТО), погруженных в верхнюю камеру реактора (система DRACS – Direct Reactor Auxiliary Cooling System);
  - посредством аварийных теплообменников (АТО), размещенных в объеме промежуточного теплообменника (система PRACS – Primary Reactor Auxiliary Cooling System);
  - посредством петли, “навешенной” на 2-ой контур (система IRACS – Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System);
- в) за счет организации обдува воздухом корпуса реактора (система RVACS – Reactor Vessel Auxiliary Cooling System), обдува трубопроводов первого и второго контура, парогенератора (данный тип САОТ может применяться для реакторов не слишком большой мощности, либо как дополнительная).

Если в ранних проектах быстрых реакторов наиболее часто использовалась схема IRACS, то в большинстве современных проектов зарубежных реакторов отдается предпочтение схеме с погружными АТО по варианту DRACS, поскольку она обладает следующим основными достоинствами: а) полностью автономна и б) построена на пассивных принципах (ЕЦ). К недостаткам следует отнести дополнительные затраты на разработку, обоснование и эксплуатацию. Предпочтение системе типа DRACS отдано в ряде зарубежных проектов – европейском быстром реакторе EFR, китайском экспериментальном быстром реакторе CEFR, индийском демонстрационном реакторе PFBR, корейском демонстрационном реакторе KALIMER, японском демонстрационном реакторе DFBR. Особенности конструкции системы аварийного отвода тепла (САОТ) с погружными теплообменниками (DRACS) показаны на примере индийского реактора PFBR (рис. 1).

При вводе системы расхолаживания в действие открываются шиберы воздушных теплообменников, и по промежуточному контуру САОТ развивается естественная циркуляция. Внутри реактора тоже формируется контур циркуляции, как это показано на рис. 2. Горячий натрий из активной зоны поступает в верхние окна АТО и, охладившись, сливается через выходные окна в нижнюю часть верхней камеры, а затем в активную зону. Отвод тепла от твэлов осуществляется двумя параллельными потоками. Часть “холодного” натрия образует поток с опускным движением в периферийных сборках активной зоны и сборках защиты, который поступает в напорный коллектор, а затем внутрь ТВС. Другая часть натрия поступает в межпакетное пространство. Таким образом, отвод тепла от твэлов осуществляется параллельно двумя путями – за счет передачи тепла натрию, движущемуся внутри сборок, и передачи тепла теплопроводностью через чехлы ТВС натрию, движущемуся в межпакетном пространстве активной зоны. Четыре параллельных независимых петли позволяют отводить в режиме расхолаживания  $7.5 \times 4$  МВт при номинальной тепловой мощности реактора 1250 МВт (2.4%).

Ярким примером зарубежного реактора, в котором, с целью повышения его надежности и безопасности, при проектировании реализован принцип конструктивного разнообразия (диверсификации), является корейский реактор KALIMER-600 [7]. В реакторе предусмотрена возможность отвода тепла остаточного энерговыделения параллельно через две независимые системы, работающие по разным принципам. Две петли “DRACS” построены по пассивному принципу (АТО погружены в верхнюю камеру, и отвод тепла во всех контурах осуществляется за счет естественной циркуляции), а две петли “IRACS” “навешены” на 2-ой контур (параллельно ПГ) и для организации циркуляции по воздушному тракту имеют активный элемент – компрессор.



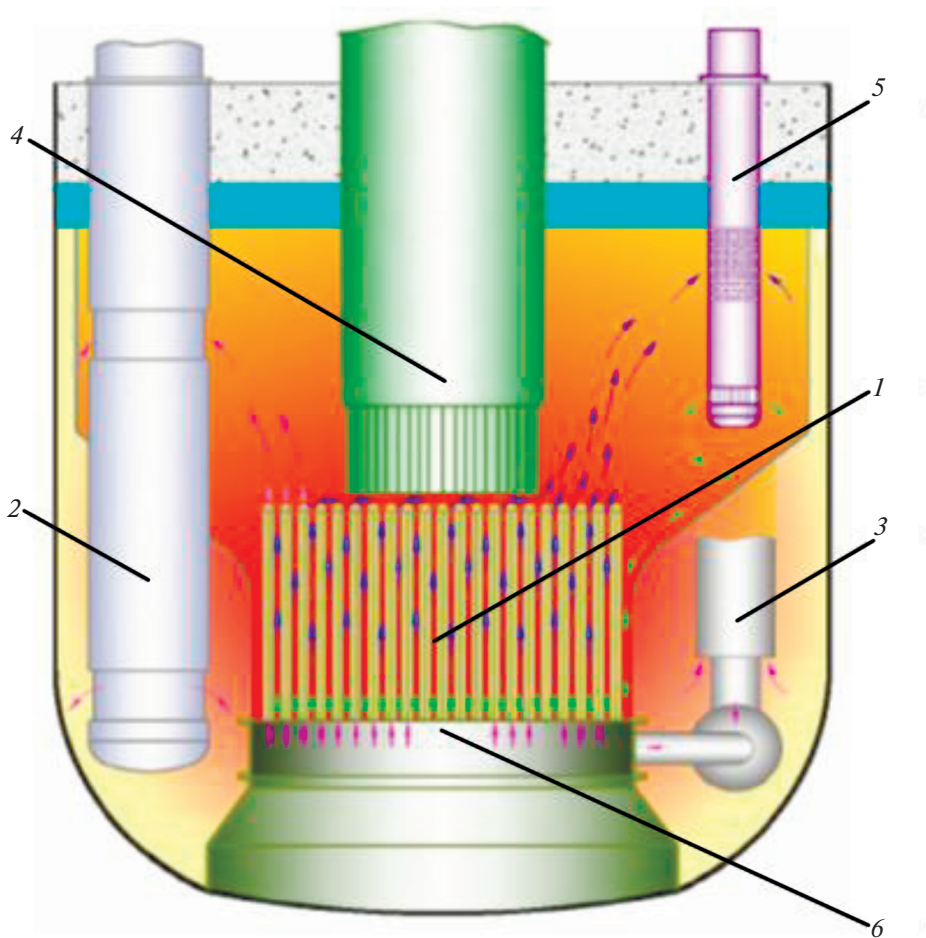
**Рис. 1.** Схематическое изображение CAOT индийского реактора PFBR

1) активная зона; 2) промежуточный теплообменник; 3) циркуляционный насос 1-ого контура; 4) колонна СУЗ; 5) аварийный теплообменник; 6) напорная камера; 7) воздушный теплообменник; 8) расширительный бак; 9) шиберы; 10) вытяжная труба.

Следствием популярности CAOT типа DRACS является также высокая степень ее теоретической и экспериментальной обоснованности. Так, в рамках проекта реактора EFR, режим расхолаживания имитировался на стендах:

- стенд **RAMONA** – **водяная** модель реактора в масштабе **1 : 20** [8].
- стенд **NEPTUN** – **водяная** модель реактора в масштабе **1 : 5** [9, 10].
- экспериментальная **натриевая** петля, моделирующая петлю CAOT EFR, включающую в себя АТО и ВТО – стенд **ILONA** [11].

В первом и втором случаях исследовались нестационарные тепло-гидравлические процессы при переходе в режим расхолаживания внутри реактора интегрального типа. Основной задачей стенда **ILONA** было исследование процессов установления естественной циркуляции и передачи тепла в одномерной натриевой петле, моделирующей промежуточный контур.



**Рис. 2.** Схема циркуляции натрия в реакторе PFBR в режиме расхолаживания

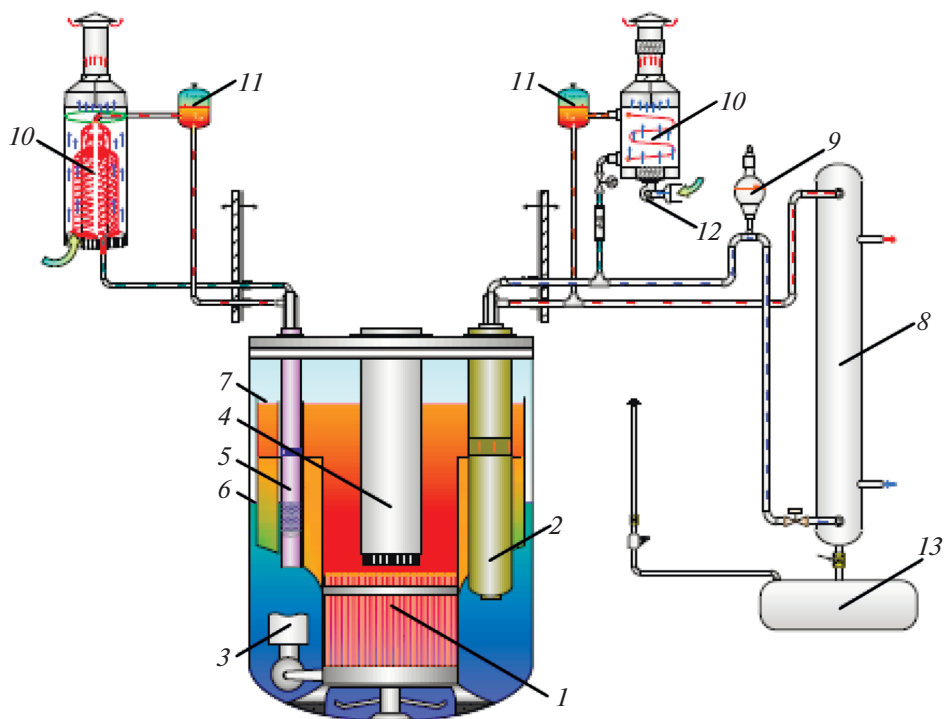
1) активная зона; 2) промежуточный теплообменник; 3) циркуляционный насос 1-го контура; 4) колонна СУЗ; 5) аварийный теплообменник.

В рамках проекта реактора **CEFR** режим расхолаживания имитировался на стенде В-200, представляющем собой водяную модель реактора в масштабе **1 : 10**.

В Японии на натриевых стендах **PLANDTL-DHX** [12, 13] (Plant Dynamic Test LOOP) и водяных TRIF [14] (Test Rig of Inter-wrapper Flow) особое внимание было уделено исследованию влияния на эффективность отвода тепла в режиме расхолаживания процессов теплообмена в межпакетном пространстве активной зоны.

Отечественные БР 3-го поколения БН600, БН800 оснащены системами аварийного теплоотвода типа IRACS; в реакторе-прототипе БН350 – отвод тепла остаточного энерговыделения осуществлялся через основную систему отвода тепла, но с использованием вспомогательных ЭМ насосов.

В инновационных российских проектах быстрых реакторов БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300, как и в большинстве современных зарубежных проектов, отвод тепла от активной зоны также осуществляется непосредственно из первого контура, но в обоих случаях имеются отличия от “классического” варианта системы типа DRACS.



**Рис. 3.** Система отвода тепла корейского реактора KALIMER-600

1) активная зона; 2) промежуточный теплообменник; 3) насос 1-го контура; 4) колонна СУЗ; 5) аварийный теплообменник; 6) уровень “холодного” натрия; 7) уровень “теплого” натрия; 8) парогенератор; 9) насос 2-го контура; 10) воздушный теплообменник; 11) расширительный бак; 12) компрессор; 13) дренажный бак.

## I. НАТРИЕВЫЙ РЕАКТОР БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ БН-1200

В реакторе БН-1200 для отвода тепла остаточного энерговыделения предусмотрена трехконтурная четырех-петлевая САОТ “натрий–натрий–воздух” с прямотрубными АТО, размещенными, как и в системе DRACS, в верхней камере реактора (рис. 4). Отличие заключается в том, что выход АТО не сообщается с верхней камерой, а замкнут на напорную камеру посредством трубопровода с гидравлически-взвешенным обратным клапаном (ОК). При снижении расхода по первому контуру до определенной уставки, клапан открывается пассивным образом, и устанавливается естественная циркуляция по тракту “АТО–Напорная камера–Активная зона”.

Выбор данного варианта конструкции системы аварийного расхолаживания явился результатом сравнительного анализа различных вариантов с точки зрения всего комплекса требований, предъявляемых к САОТ [15]. В частности, как показали сравнительные расчеты [15], она выигрывает по эффективности по сравнению с вариантом DRACS.

Обоснованность данного конструктивного решения базируется на расчетном и экспериментальном обосновании [16].

Расчетное обоснование выполнялось с помощью 1-D инженерного кода “БУРАН” и 3-D кода улучшенной оценки “GRIF” [17, 18]. Особенностью кода GRIF является возможность моделирования теплогидравлических процессов не только в основном

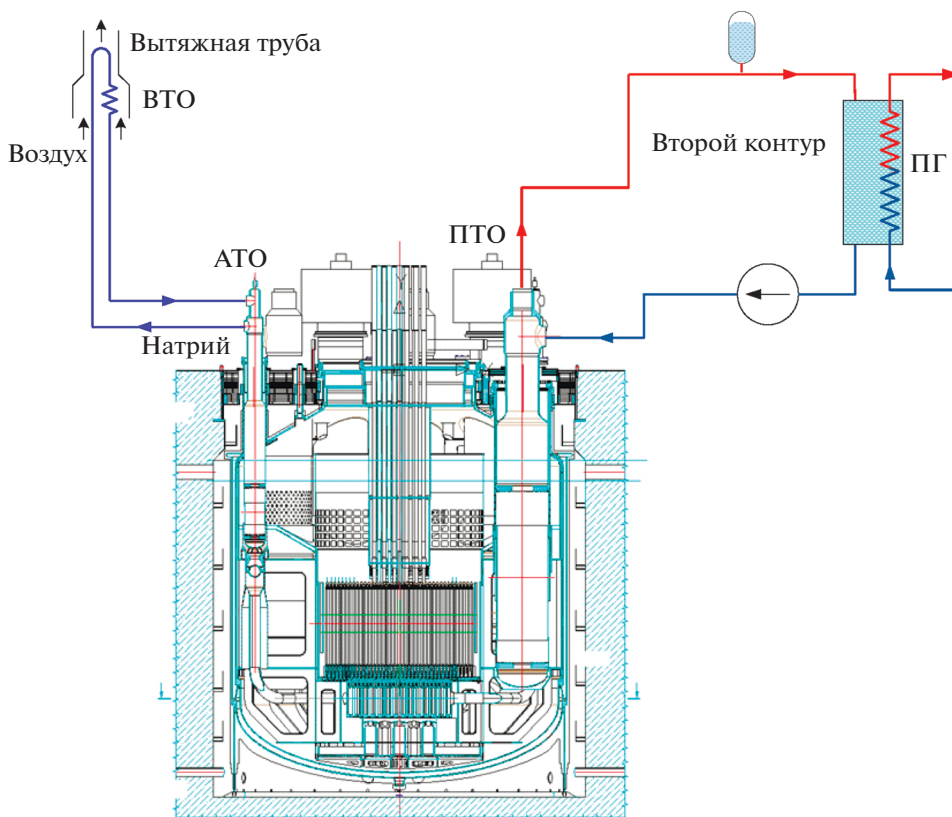


Рис. 4. Система отвода тепла реактора БН-1200.

тракте реактора, но и в межпакетном пространстве. Это особенно важно при моделировании процесса отвода тепла от активной зоны в режиме аварийного расхолаживания. Основу программы составляет теплогидравлический модуль, в котором рассчитываются трехмерные поля скорости давления и температуры теплоносителя в первом контуре реактора в цилиндрической  $r$ - $\phi$ - $z$  геометрии. Система уравнений тепломассообмена включает в себя уравнения баланса массы, импульса и энергии, записанные в рамках модели пористого тела. Аналогичная система уравнений решается для межпакетного натрия. Петли 2-ого контура и промежуточного контура САОТ моделируются в 1-D приближении.

На рис. 5 выполнено сравнение вариантов расхолаживания при различном числе подключаемых АТО.

Высокая эффективность САОТ подтверждается тем, что при работе всех 4-х АТО максимальная температура оболочки  $T_{\max} < 530^{\circ}\text{C}$  при эксплуатационном пределе  $650^{\circ}\text{C}$ . О больших резервах самозащитенности по отношению к дополнительным отказам свидетельствует тот факт, что расхолаживание обеспечивается и при работе САОТ в неполном составе. Даже при работе одного АТО из 4-х  $T_{\max} < 555^{\circ}\text{C}$ .

Обращает на себя внимание тот факт, что, даже при несрабатывании всех четырех ОК тепло достаточно эффективно отводится, и температура твэла остается в допустимых пределах. Дело в том, что, кроме прямой циркуляции натрия по тракту АТО, су-

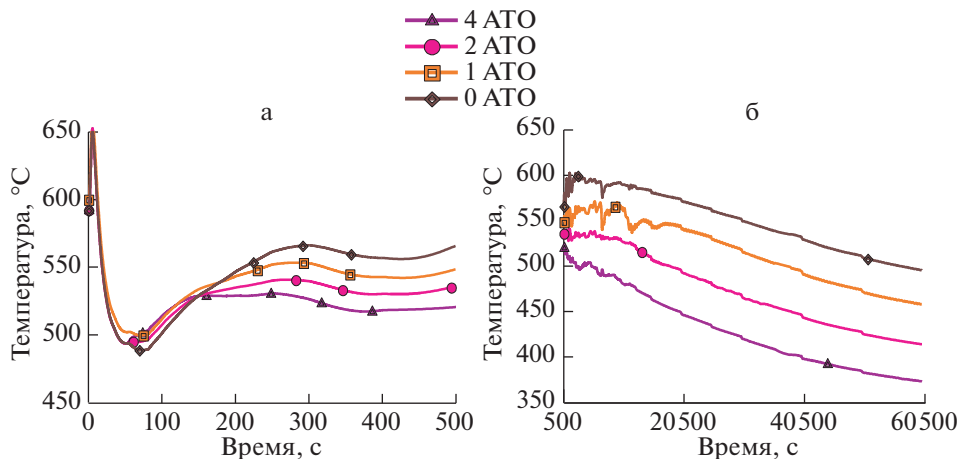


Рис. 5. Температура оболочки твэла на выходе из АЗ для разных вариантов расхолаживания.

существует еще два механизма передачи тепла в аварийном теплообменнике, а именно – теплопроводностью, через стенки АТО и за счет естественной циркуляции в области входных окон. Как следует из приведенных результатов, такой механизм может быть достаточно эффективен.

Наряду с расчетами обоснованность конструктивного решения базируется на экспериментальном обосновании проекта на водяных и натриевых стендах:

- На водяном стенде В-200, представляющем приближенную модель всего реактора в масштабе 1 : 10, выполнено экспериментальное исследование перехода в режим расхолаживания при полном и частичном составах и подтверждена возможность аварийного расхолаживания при не открытии обратных клапанов [17].

- Разработанный в ОКБМ стенд ТИСЕЙ предназначен для исследования теплогидравлических процессов как в баке реактора, так и в петле САОТ. Моделируя штатную конструкцию в масштабе 1 : 5, стенд включает в себя контур в модели сектора бака реактора с углом раствором 80°, промежуточный контур и контур охлаждения моделей промежуточного теплообменника (ПТО) и ВТО. На стенде ТИСЕЙ также были выполнены измерения параметров в режимах, имитирующих номинальный режим, и при переходе в режим расхолаживания. Полученные данные используются для верификации CFD-кода.

- На специализированном водяном стенде выполнена программа испытаний полномасштабной модели обратного клапана, определены характеристики его открытия и закрытия.

- На натриевом стенде в Физико-энергетическом институте им. А.И. Лейпунского выполнено обоснование характеристик воздушного теплообменника.

Помимо высокой эффективности очевидным достоинством данной схемы расхолаживания является ее универсальность – она может быть использована как для реакторов средней, так и большой мощности.

## II. ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ВОЗМОЖНОСТЕЙ УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ КОНСТРУКЦИИ САОТ ДЛЯ НАТРИЕВОГО РЕАКТОРА БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

Выше было показано, что проблема отвода тепла остаточного энерговыделения для натриевого быстрого реактора большой мощности успешно решается. Тем не менее



рассмотрим возможные способы усовершенствования схемы аварийного расхолаживания для натриевого реактора.

Применительно к натриевому реактору большой мощности такой возможностью является отказ от обратного клапана и фактически возврат к “классической” схеме с АТО, погруженными в верхнюю камеру. Предварительный расчетный анализ показал [16], что хотя последняя и несколько проигрывает в эффективности теплоотвода, но тоже позволяет обеспечить отвод тепла от активной зоны, хотя и при несколько большем уровне температуры. Прямое сравнение двух указанных схем с точки зрения эффективности для реактора мощностью 1200 МВт (эл) было выполнено на базе расчетов по коду GRIF.

В схеме с обратным клапаном холодный теплоноситель подается в напорную камеру реактора (рис. 6а), а в схеме с погружными АТО (рис. 9б) – возвращается в верхнюю камеру, и через периферию активной зоны его значительная часть поступает в межпакетное пространство активной зоны. Из рис. 10 следует, что САОТ с погружными АТО несколько проигрывает по эффективности, но также способен обеспечить переход в режим расхолаживания без недопустимого превышения температуры. Так как отвод тепла от твэлов осуществляется в значительной степени за счет передачи тепла натрию, движущемуся в межпакетном пространстве активной зоны, теплопроводностью через чехлы ТВС, то из-за дополнительного термического сопротивления и происходит снижение эффективности. В итоге общий уровень температуры в реакторе оказывается выше на 70–80°C, но все равно не превышает проектный предел для оболочек – 650°C.

### III. СВИНЦОВЫЙ РЕАКТОР СРЕДНЕЙ МОЩНОСТИ БРЕСТ-ОД-300

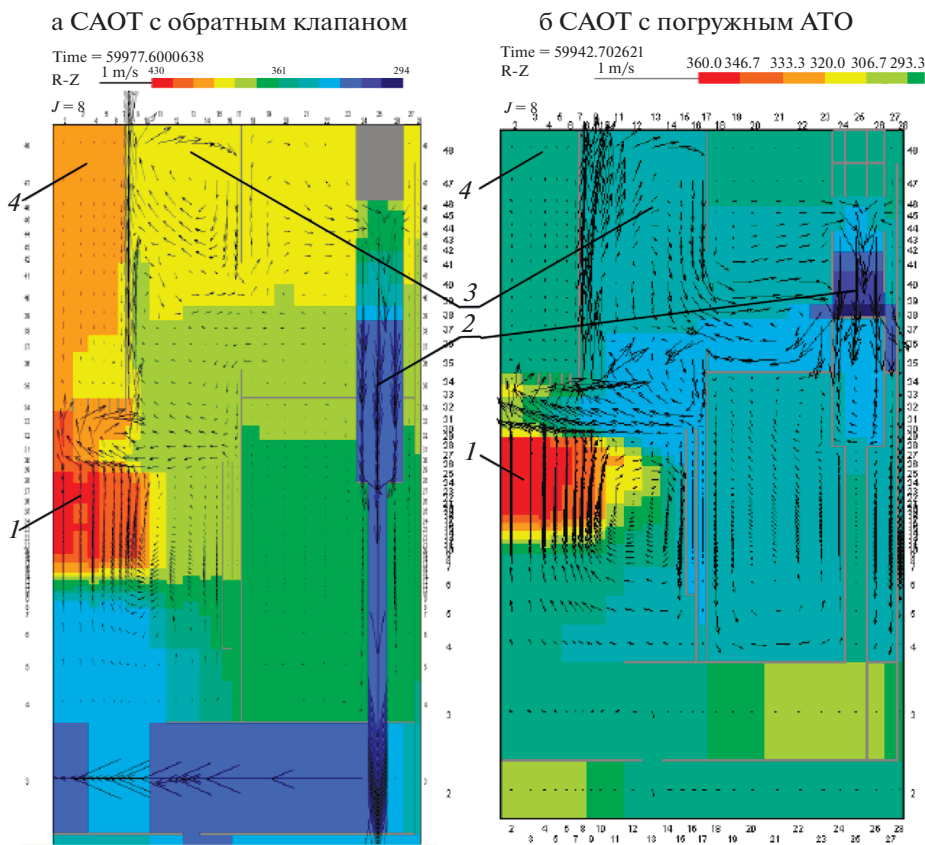
Система аварийного теплоотвода реактора БРЕСТ-ОД-300 – двухконтурная (“свинец–воздух”) и включает в себя четыре независимых петли (рис. 8). Первый контур системы аварийного охлаждения реактора (САОР) представляет собой свинцовую петлю, организованную внутри реактора и подключенную параллельно ПГ. Второй контур – это открытая воздушная петля с шиберами для регулирования расхода воздуха, открытие которых при повышении температуры осуществляется пассивным образом. Тепло от свинца воздуху передается посредством теплообменников типа трубки Фильда. Движение теплоносителей в обоих контурах осуществляется за счет естественной циркуляции.

В режиме расхолаживания горячий теплоноситель из активной зоны через выходные патрубки, парогенератор и циркуляционный насос первого контура поступает в каналы расхолаживания. Здесь в процессе опускного движения теплоноситель омывает внешнюю поверхность каналов Фильда, отдает тепло и через специально организованные каналы поступает на вход активной зоны.

В качестве характерных особенностей выбранной схемы расхолаживания следует отметить сложный разветвленный тракт движения теплоносителя внутри реактора и наличие больших свободных объемов, в которых в режиме расхолаживания возможна стратификация. Недостатком конструкции является проблематичность ее тиражирования на реакторы большой мощности ввиду ввиду значительного увеличения объемов, занимаемых каналами расхолаживания внутри реактора, при увеличении отводимой мощности.

В целом конструкция САОР БРЕСТ-ОД-300 инновационна по исполнению и не имеет ни отечественных, ни зарубежных аналогов, что предъявляет особые требования к ее обоснованности.

Расчетное обоснование выполнялось с использованием 1-D инженерных теплогидравлических кодов RELAP-5 и ДИНАР, и было показано, что при переходе в режим расхолаживания температуры в реакторе остаются в допустимых пределах. В рамках анализа резервов самозащитенности показано, что и при отказе 2-х петель САОР из



**Рис. 6.** Поле скорости и температуры натрия в реакторе в режиме расхолаживания для разных вариантов конструкции САОТ (расчет по коду GRIF)

1) активная зона; 2) аварийный теплообменник; 3) верхняя камера; 4) колонна СУЗ

(а) САОТ с обратным клапаном; (б) САОТ с погружными АТО.

4-х температуры в реакторе также остаются в допустимых пределах. Расчетный анализ перехода в режим расхолаживания, выполненный с помощью 3D тепло-гидравлического кода СВНР подтвердил, что и при учете явлений стратификации в больших объемах первого контура температура оболочек твэлов не превышает пределов безопасной эксплуатации на протяжении всего переходного процесса.

Программа экспериментального обоснования САОР сфокусирована на обосновании работоспособности наиболее важных элементов петли САОР. Выполненные экспериментальные исследования теплоотдачи в теплообменнике «свинец–воздух» типа Фильда подтвердили заложенные в проект характеристики.

В целом комплекс выполненных расчетных и экспериментальных работ подтверждает достаточную эффективность САОР БРЕСТ-ОД-300 и ее способность выполнить возложенную на нее основную функцию, а именно, в случае аварии обеспечить отвод тепла остаточного энерговыделения от активной зоны без недопустимого перегрева тепловыделяющих элементов даже при отказе 2-х из 4-х петель САОР.

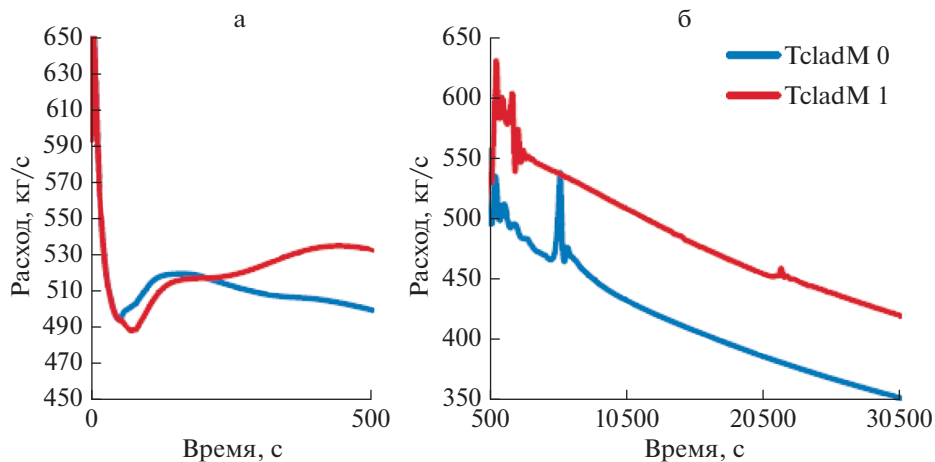


Рис. 7. Максимальная температура оболочки для разных вариантов конструкции САОТ  
TcladM0 – САОТ с обратным клапаном; TcladM1 – САОТ с погружными АТО.

#### IV. БЫСТРЫЙ СВИНЦОВЫЙ РЕАКТОР БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

Свинцовый реактор, для которого выполнен сравнительный анализ режима расхолаживания, имеет много общего с ранее рассмотренным натриевым реактором, а именно:

- Ту же номинальную мощность 2800 МВт;
- Активную зону, составленную из очехлованных ТВС;
- Трехконтурную схему аварийного теплоотвода “свинец–свинец–воздух”.

Рассматривается тот же сценарий. Как и прежде сравниваются два варианта конструкции САОТ – схема с обратным клапаном (рис. 9а) и с АТО, погруженными в верхнюю камеру реактора (рис. 9б). Однако, как видно из рис. 3а, схема с обратным клапаном для свинцового реактора несколько отличается от ранее рассмотренной для реактора, охлаждаемого натрием. В свинцовом реакторе верхняя камера с помощью специально организованных каналов, в которых и размещены обратные клапаны системы расхолаживания, сообщается с опускным участком реактора, в котором расположены аварийные теплообменники. При нормальной работе реактора тепло от активной зоны за счет работы главных циркуляционных насосов передается в парогенераторы, вынесенные за пределы реактора, а обратный клапан закрыт. При аварии, вызванной, например, потерей электропитания, главные насосы останавливаются и сбрасываются стержни аварийной защиты. Основной тракт циркуляции разрывается вследствие того, что парогенераторы расположены выше уровня свинца в реакторе, и естественная циркуляция внутри реактора замыкается через открывшийся обратный клапан и аварийные теплообменники. Далее промежуточный свинцовый контур передает тепло с помощью специального теплообменника воздуху 3-го контура.

На рис. 10 сравнивается динамика максимальной температуры оболочки твэла при переходе в режим расхолаживания рассматриваемого свинцового реактора в режим расхолаживания для различных вариантов конструкции САОТ.

Из сравнения следует, что если просто переместить АТО из опускного участка в верхнюю камеру, то максимальная температура составляет 960°C, что превышает предел безопасной эксплуатации –  $T_{об} < 800^\circ\text{C}$ . В качестве меры, позволяющей интенсифицировать теплосъем, была рассмотрена организация специальных “каналов” на пе-

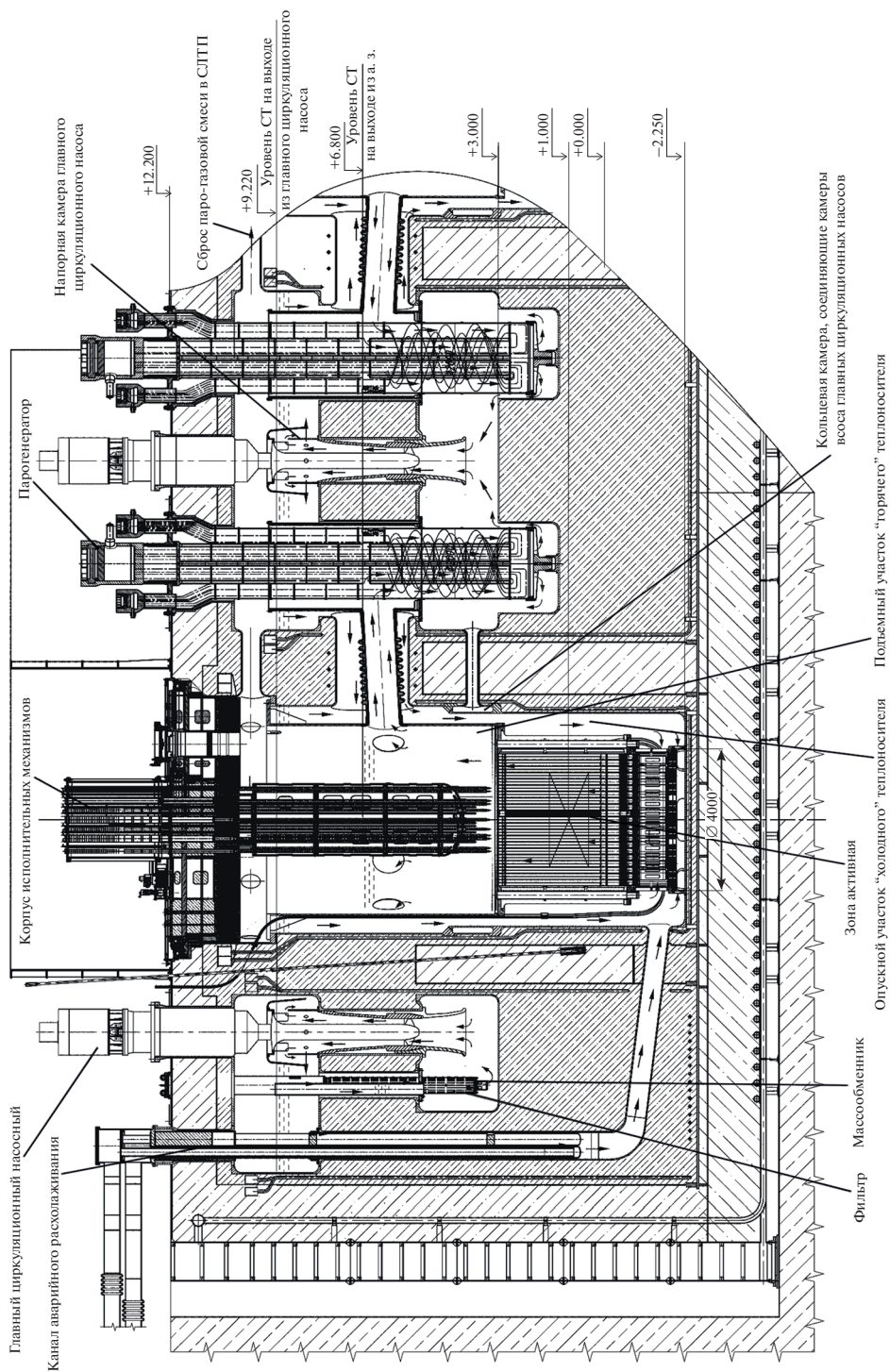
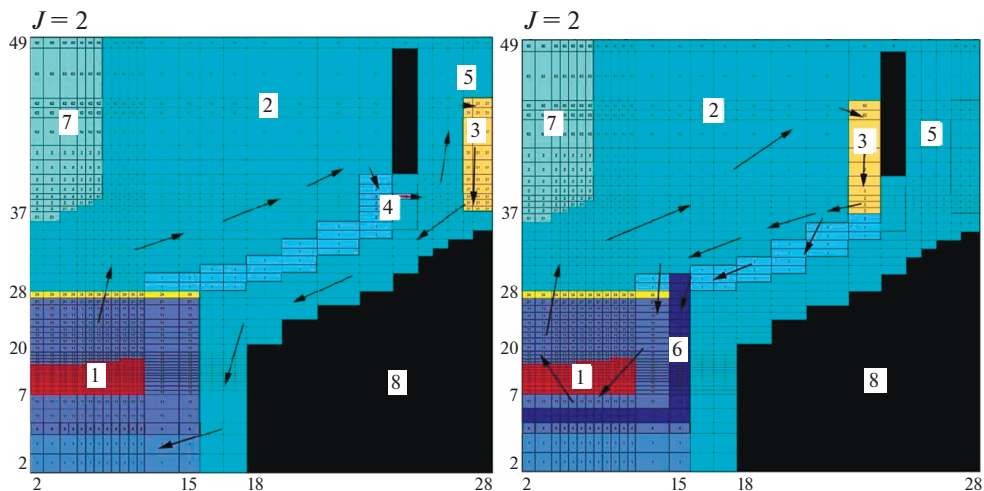


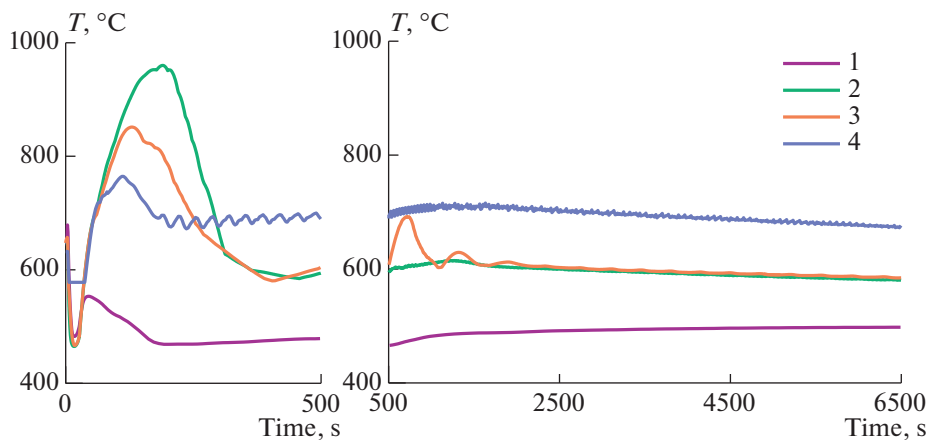
Рис. 8. Схема теплопровода в реакторе БРЕСТ-ОД-300.



**Рис. 9.** Расчетная область кода СВИАР, моделирующая свинцовый реактор большой мощности

(а) САОТ с обратными клапанами; (б) САОТ с погружными АТО

1 – активная зона; 2 – верхняя камера; 3 – аварийный теплообменник; 4 – обратный клапан; 5 – опускной участок; 6 – каналы для интенсификации циркуляции в МПП; 7 – колонна СВЗ; 8 – непроницаемые элементы.



**Рис. 10.** Максимальная температура оболочки твэла для разных вариантов конструкции САОТ свинцового реактора: (1) – с обратными клапанами, (2) – с погружными АТО, (3) – с погружными АТО + каналами в МПП, (4) – с погружными АТО + бесчехловой активной зоной.

риферии активной зоны и в нижней части МПП (рис. 9а), облегчающих доступ туда “холодного” теплоносителя. При наличии таких “каналов” максимум температуры удастся понизить до 700–850°C в зависимости от длительности стадии слива свинца из парогенераторов, и при этом обеспечивается выполнение проектного предела по оболочке, а именно, а) не превышение температурой оболочки 1000°C и б) превышение значения 900°C на срок не более 5 минут. Наконец, из того же рис. 10 следует, что

кардинальным решением проблемы отвода тепла остаточного энерговыделения может быть замена чехлового варианта конструкции активной зоны на бесчехловой. В этом случае максимум температуры оболочки снижается до 760°C.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Все схемы аварийного расхолаживания, предлагаемые для решения проблемы отвода тепла остаточного энерговыделения, для российских перспективных быстрых реакторов, охлаждаемых жидким металлом, обладают той или иной степенью инновационности конструкции (схема с обратным клапаном для БН1200, схема для свинцового реактора большой мощности, двухконтурная схема с трубками Фильда для реактора средней мощности БРЕСТ-ОД-300). Инновационность предъявляет повышенные требования к обоснованности принятых решений.

2. Для обоих рассмотренных проектов к настоящему времени выполнены расчеты, подтверждающие способность выбранных вариантов конструкции систем аварийного расхолаживания обеспечить отвод тепла остаточного энерговыделения без превышения допустимого уровня температуры в реакторе. Для проектов БН-1200 и БРЕСТ-ОД-300 разработаны и выполняются экспериментальные программы, нацеленные на подтверждение работоспособности и эффективности отдельных элементов конструкции систем расхолаживания, а для БН-1200 и всей схемы в целом.

3. В качестве более отдаленной перспективы рассмотрена возможность по усовершенствованию конструкции схемы расхолаживания для жидкометаллических реакторов большой мощности.

**Таблица 1.** Максимальная температура оболочки твэла, достигаемая при переходе в режим расхолаживания (на второй стадии процесса, когда массоперенос по контуру осуществляется только естественной циркуляцией)

Тип реактора	Натриевый		Свинцовый			
	с ОК	с погружными АТО	с ОК	с погружными АТО		
тип а.з.	чехловая	чехловая	чехловая	чехловая	чехловая с каналами в МПП	бесчехловая
$T_{\max\text{Clad}}, ^\circ\text{C}$	530	630	553	940	850	764

Из результатов, представленных выше в таблице, следует, что

а) Схема САОТ с обратным клапаном наиболее эффективна с точки зрения отвода тепла остаточного энерговыделения как для реакторов охлаждаемых натрием, так и свинцом. Разница в теплофизических свойствах свинца и натрия, как теплоносителей приводит к незначительному увеличению максимальной температуры оболочки твэла.

б) Переход к варианту конструкции САОТ с погружными теплообменниками для натриевого реактора не приводит к недопустимому перегреву тепловыделяющих элементов, хотя и сопровождается увеличением максимальной достигаемой температуры на 100°C.

в) Применительно к реактору со свинцовым теплоносителем использование “классического” варианта схемы аварийного расхолаживания с погружными аварийными теплообменниками не позволяет достаточно эффективно отвести тепло остаточного энерговыделения от активной зоны без внесения каких-либо существенных изменений в конструкцию активной зоны. Избежать перегрева твэлов выше предела безопас-

ной эксплуатации можно за счет внесения измерений в конструкцию активной зоны, приводящих к интенсификации циркуляции теплоносителя в межпакетном пространстве. Еще более эффективным вариантом является переход к бесчехловому варианту конструкции активной зоны. В этом случае максимальная температура оболочки лишь кратковременно превышает эксплуатационный предел.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Rachkov V.I., Adamov E.O., Lopatkin A.V., Pershukov V.A., Troyanov V.M.* Fast Reactor Development Program in Russia. Int. conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable scenarios, FR-13. 4–7 March 2013, Paris, France.
2. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. / *Адамов Е.О., Джалоян А.В., Лопаткин А.В., Молоканов Н.А., Муравьев Е.В., Орлов В.В., Калякин С.Г., Рачков В.И., Троянов В.М., Аврорин Е.Н., Иванов В.Б., Алексахин П.М.* / М.: НИКИЭТ, 2012. 61 с.
3. *Рачков В.И.* Разработка технологий закрытого ядерного топливного цикла с быстрыми реакторами для крупномасштабной ядерной энергетики // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2013. № 3. С. 5–14.
4. *Говердовский А.А., Калякин С.Г., Рачков В.И.* Альтернативные стратегии развития ядерной энергетики в XXI в. // Теплоэнергетика. 2014. № 5. С. 3–20.
5. *Vasilyev B.A. et al.* Large Size Advanced Fast Reactor with Sodium Coolant // Bulletin of High Education Institutions. Nuclear Power. 2011. № 1.
6. *Смирнов В.С.* БРЕСТ-ОД – прототип быстрого реактора с внутренне присущей безопасностью // Атомная энергия. 2012. Т. 113. Вып. 1.
7. *Kwi-Seok Ha, Hae-Yong Jeong* Comparison of the Decay Heat Removal Systems in the KALIMER-600 and the DSFR // Nuclear Engineering and Technology. 2012. V. 44(5). P. 535–542.
8. *Weinberg D., Oshima H., Marten K., Hoffman H.* Thermohydraulic Investigations on the Transition from Forced Nominal to Natural Circulation DHR Operation Conditions in the Reactor Model Ramona // Experimental results of Case 1 and Case 2. Karlsruhe. 1991.
9. *Rust K., Weinberg D., Hoffman H. et al.* Summary Report of NEPTUN Investigations into the Steady State Thermal Hydraulics of the Passive Decay Heat Removal // Wissenschaftliche Berichte FZKA 5665. December 1995.
10. *Weinberg D., Hoffman H., Rust K. et al.* Summary Report of NEPTUN Investigations into the Transient Thermal Hydraulics of the Passive Decay Heat Removal. Wissenschaftliche Berichte FZKA 5666. December 1995.
11. *Stehle H., Damm G., Jansing W.* Large Scale Experiments with 5MW Sodium/air heat exchanger for Decay Heat Removal // Nucl. Eng. and Des. 146. 1994. P. 623–634.
12. *Kamide H., Hayashi K., Monoi K.* Experimental Study of Core Thermohydraulics in Fast Reactors during Transition Phase from Forced to Natural Convection – Influence of Inter-Wrapper Flow // Proc. 8-th Int. Top. Mtg. on Nuclear Reactor Thermohydraulics. (NURETH-8). Kioto. Japan. 1997. V. 2. P. 922–931.
13. *Kamide H., Hayashi K., Toda S.* An Experimental Study of Inter-Subassembly Heat Transfer during Natural Circulation Decay Heat Removal in Fast Breeder Reactors // Nucl. Eng. and Des., 1998. V. 183. P. 97–106.
14. *Kimura N., Miyake Y. et al.* Noise Reduction Techniques for the Particle Image Velocimetry – Application to an Experimental Study of Natural Convection in Fast Reactor Core // ICONE-8, Baltimore, MD, USA, April 2-6, ICONE-8405, 2000.
15. *Shvetsov Yu.E., Ashurko Yu.M., Osipov S.L., Gorbunov V.S.* Comparative Analysis of Effectiveness of Various Emergency Core Cooling System Design Options for Sodium Fast Reactors of High Power // Int. conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable scenarios, FR-13. 4–7 March, 2013, Paris, France.
16. *Шепелев С.Ф., Поплавский В.М., Рачков В.И., Зарюгин Д.Г., Рогожкин С.А., Швецов Ю.Е., Соколин А.П.* Расчетно-экспериментальное обоснование проектной системы аварийного отвода тепла БН-1200 // Атомная энергия. 2014. Т. 116. Вып. 4. С. 222–228.
17. *Shvetsov Yu., Volkov A.* GRIF and HYDRON – 3D Codes for Analysis of Thermal and Hydraulics Parameters of Reactors with 1-Phase Coolant, 10-th Int. Meeting of IAHR Group on Advanced Nuclear Reactors Thermal Hydraulics on Thermal Hydraulics for fast Reactors with different coolants. – Obninsk, 2001. P. 119–137.
18. *Кузнецов И.А., Поплавский В.М.* Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Под общ. ред. В.И. Рачкова. – Москва: ИздАт, 2012.

---

## Feasible Design Arrangements for Decay Heat Removal from the Core of Fast Reactor Cooled by Liquid Metal in the Case of Loss-of-flow Accident

E. O. Adamov<sup>a</sup>, V. I. Rachkov<sup>b, #</sup>, Yu. S. Khomyakov<sup>a</sup>, and Yu. E. Shvetsov<sup>a</sup>

<sup>a</sup>*ITC "PRORYV" Project, Moscow, Russia*

<sup>b</sup>*NRNU MEPHI, Moscow, Russia*

<sup>#</sup>*e-mail: shyue@proryv2020.ru*

According to modern trends to increase safety level of nuclear power plants the goal is set for Russian fast reactors to meet more strict safety requirements at decay phase than that demanded by Russian NPP safety standards. Nuclear reactors of "Proryv" project are positioned as the basis for large scale nuclear energetics with inherent safety, which in particular means "eliminating accident at NPP that require evacuation let alone resettlement of population", which includes cases of multiple malfunctions. The problem of decay heat removal in case of reactor shutdown remains urgent to date, and it has been confirmed by the Fukushima accident. Besides, the problem becomes more severe for the large size reactors. Based on the results of calculations on the reactor decay heat removal transients made by 3D thermohydraulic codes, comparative analysis was made of heat removal effectiveness of the large size reactors cooled by lead and sodium. Two types of decay heat removal systems (DHRS), with different locations of decay heat exchanger (DHX) are compared. In the first option DHX is situated in the reactor upper plenum, and so heat is removed from the core by the coolant flowing in the circuit "DHX—upper plenum—inter-subassembly space (ISS) of the core — upper plenum". In the second case, DHX is located in the gap downcomer of the reactor, and the check valve is provided in the circuit, which does not prevent hot coolant flow from the reactor upper plenum to the DHX inlet in the decay heat removal mode but stops this coolant flow under normal reactor operation. It has been demonstrated that both DHRS options are more effective as applied to the sodium cooled reactor. In case of the large size reactor cooled by lead DHRS with check valve is also capable of removing decay heat without exceeding permissible temperature values. However, in the option with DHX located in the upper plenum, fuel element temperature exceeds safe operation limit for a short time.

*Keywords:* fast reactor, liquid metal coolant, accidents, decay heat removal, BREST, BN-1200, "Proryv" project