
УДК 621.039

О ПОВЫШЕНИИ ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ АВАРИЙНОГО РАСХОЛАЖИВАНИЯ БЫСТРОГО НАТРИЕВОГО РЕАКТОРА БОЛЬШОЙ МОЩНОСТИ

© 2024 г. В. И. Рачков*, Ю. С. Хомяков, Ю. Е. Швецов

Акционерное общество “Прорыв”, Москва, Россия

**e-mail: rvi@pnproryv.ru*

Поступила в редакцию 20.11.2023 г.

После доработки 19.07.2024 г.

Принята к публикации 22.07.2024 г.

Реакторные установки проекта “ПРОРЫВ” позиционируются как основа для крупномасштабной ядерной энергетики естественной безопасности России, что, в частности, подразумевает “исключение аварий на АЭС, требующих эвакуации, а тем более отселения населения”, в том числе и при множественных исходных отказах. Одной из ключевых проблем при обосновании безопасности является задача отвода тепла остаточного энерговыделения от активной зоны и предотвращения недопустимого перегрева твэлов. На базе расчетных исследований с помощью инженерного теплогидравлического кода показано, как за счет изменения конструкции верхней камеры повысить эффективность отвода тепла от активной зоны быстрого натриевого энергетического реактора в режиме расхолаживания.

Ключевые слова: быстрый реактор, жидкометаллический теплоноситель, аварии, остаточное энерговыделение, отвод тепла, проект “Прорыв”

DOI: 10.31857/S0002331024030067

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 одного из базовых реакторов проекта выбран охлаждаемый натрием реактор большой мощности. Применительно к данному реактору, как и для других энергетических реакторов, остается актуальной проблема отвода тепла остаточного энерговыделения от активной зоны при аварийных ситуациях, приводящих к отказу штатных систем теплоотвода. Причем сложности данной задачи возрастают с ростом мощности реактора.

Проблема поиска оптимального варианта конструкции системы аварийного отвода тепла применительно к быстрым реакторам большой мощности, охлаждаемым жидкометаллическим теплоносителем, имеет длительную историю как в России, так и за рубежом. Отвод тепла остаточного энерговыделения от реактора может осуществляться через основную систему отвода тепла либо через отдельную независимую петлю теплообмена. В последнем случае это возможно

- 1) посредством аварийных теплообменников (АТО), погруженных в верхнюю камеру реактора со сливом охлажденного теплоносителя обратно в верхнюю камеру (система DRACS – Direct Reactor Auxiliary Cooling System);
- 2) посредством АТО, погруженных в верхнюю камеру реактора со сливом охлажденного теплоносителя через отдельный трубопровод с обратным клапаном непосредственно в напорную камеру реактора (система DRACS-RV – Direct Reactor Auxiliary Cooling System with Reverse Valve);
- 3) посредством АТО, размещенных в объеме промежуточного теплообменника (система PRACS – Primary Reactor Auxiliary Cooling System);
- 4) посредством петли, “навешенной” на 2-й контур (система IRACS – Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System).

Известны также схемы с отводом тепла остаточного энерговыделения за счет организации обдува воздухом корпуса реактора (система RVACS – Reactor Vessel Auxiliary Cooling System), обдува трубопроводов первого и второго контура, парогенератора, однако такой способ может применяться для реакторов не слишком большой мощности, либо как дополнительный.

Сравнительный анализ различных схем САОТ [5] показал, что наибольшей эффективностью с точки зрения отвода тепла обладает схема 4, когда контур САОТ подключен ко второму контуру. Почти такой же эффективностью обладает и схема варианта 2, когда выход АТО “замкнут” на напорную камеру через обратный клапан.

Вариант схемы расхолаживания 1 с помощью погружных АТО обладает меньшей эффективностью, хотя отвод мощности остаточного энерговыделения от активной зоны и обеспечивался при относительно более высоком уровне температур. В [6] на примере реактора мощностью 1200 МВт (эл) расчетным образом было показано, что данный проигрыш в эффективности приводит к росту максимальной температуры оболочки, достигаемой в переходном процессе, и составляет 70–80 °С. Тем не менее в большинстве современных проектов быстрых энергетических реакторов отдается предпочтение схеме с погружными АТО по варианту DRACS. Один из важных аргументов в пользу данной схемы является тот факт, что она построена на пассивных элементах, не имеющих движущихся частей, и значит обладает повышенной надежностью. Поэтому задача повышения эффективности данного типа САОТ является актуальной, и ниже предлагается один из вариантов, как эту задачу можно решить.

Типичная конструкция системы аварийного отвода тепла (САОТ) с погружными теплообменниками (DRACS) представляет собой независимую петлю теплоотвода, включающую в себя аварийный теплообменник, погруженный в верхнюю камеру реактора, и воздушный теплообменник (ВТО), в котором тепло передается от натрия промежуточного контура воздуху, который затем сбрасывается в атмосферу через вытяжную трубу. Поступление воздуха в ВТО регулируется шиберами, которые могут действовать как по активному, так и по пассивному принципу.

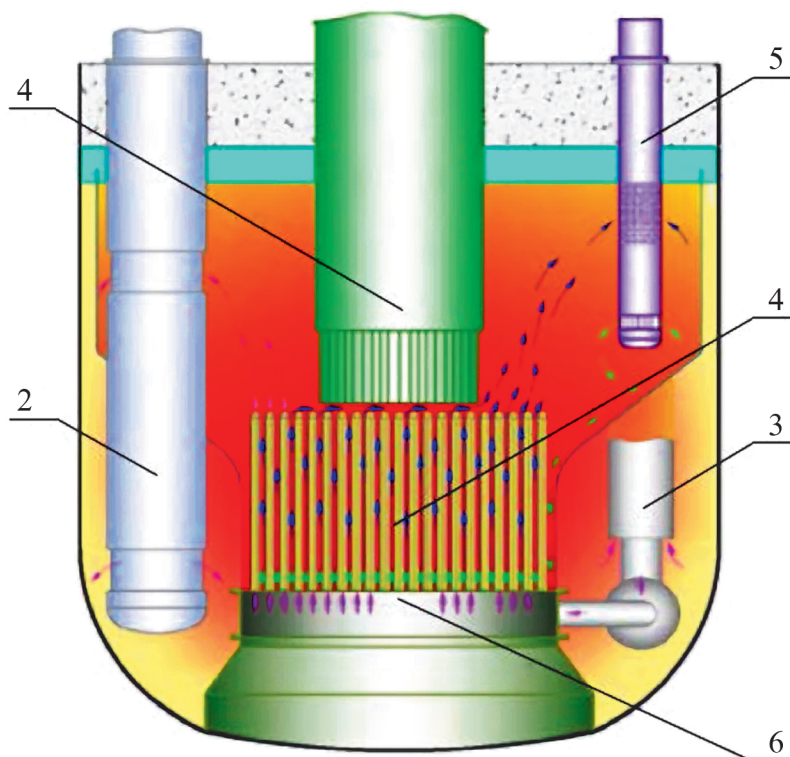


Рис. 1. Схема циркуляции натрия в реакторе в режиме расхолаживания по схеме DRACS: 1 – активная зона; 2 – промежуточный теплообменник; 3 – циркуляционный насос 1-го контура; 4 – колонна СУЗ; 5 – аварийный теплообменник.

При вводе системы расхолаживания в действие шиберы открываются, и по промежуточному и воздушному контурам САОТ развивается естественная циркуляция. Внутри реактора тоже формируется контур циркуляции, как это показано на рис. 1. 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. Еще один контур циркуляции образуется через промежуточный теплообменник. 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. Какая именно доля тепла отводится тем или иным контуром циркуляции зависит от особенностей конструкции реактора. От распределения этих потоков зависит и эффективность отвода тепла остаточного энерговыделения от активной зоны. Под эффективностью понимается уровень теплоотвода, при котором при переходе в режим расхолаживания обеспечиваются минимальные значения температуры в элементах конструкции реактора и в первую очередь, в активной зоне.

Поиск наиболее эффективного варианта осуществляется на базе параметрических расчетов динамики параметров быстрого натриевого реактора большой мощности при переходе в режим расхолаживания при вариациях конструкции верхней камеры реактора. Расчетный анализ выполнен с помощью российского инженерного тепло-гидравлического кода “улучшенной оценки” GRIF [7], [8].

I. Краткое описание кода GRIF и модели реактора

Расчетный анализ эффективности выполнялся с помощью российского инженерного тепло-гидравлического кода “улучшенной оценки” GRIF. GRIF – это однофазный комплексный тепло-гидравлический код, предназначенный для расчета динамики тепло-гидравлических параметров в жидкометаллическом ядерном реакторе как в стационарных, так и в переходном режимах. Особенностью кода является его способность моделировать процессы тепломассообмена в реакторе, включая межпакетное пространство активной зоны, в трехмерном приближении. Данная особенность кода особенно важна при моделировании тепло-гидравлических процессов в реакторе при переходе в режим расхолаживания для варианта конструкции САОТ типа DRACS, поскольку в этом случае значительная доля натрия, охлажденного в АТО (до 70 % [9]), поступает в МПП и обеспечивает отвод части выделяющегося тепла от активной зоны именно за счет циркуляции теплоносителя в межпакетном пространстве.

Код содержит следующие основные модули:

- трехмерную тепло-гидравлическую модель для расчета полей скорости натрия, давления и температуры в первом контуре реактора, основанная на модели “пористого тела”;
- трехмерную модель для расчета полей скорости натрия, давления и температуры в межпакетном пространстве активной зоны;
- набор 1D, 2D и 3D моделей для вычислений температурных полей в “непроницаемых” элементах (твэлах, чехлах ТВС и т.д.);
- тепло-гидравлическую модель промежуточного и аварийного теплообменников;
- модель насоса первого контура;
- 1D модель второго контура;
- 1D модель системы аварийного отвода тепла от реактора;
- точечную модель нейтронной кинетики.

Основу программы составляет тепло-гидравлический модуль, в котором рассчитываются трехмерные поля скорости давления и температуры теплоносителя первого контура в цилиндрической геометрии. Система уравнений тепломассообмена включает в себя уравнения баланса массы, импульса и энергии, записанные в рамках модели пористого тела. Жидкость считается несжимаемой, эффекты стратификации учитываются в приближении Буссинеска.

Аналогичная система уравнений решается для межпакетного натрия. Сшивка решений обеих систем уравнений осуществляется на внешнем контуре подобиласти, моделирующей активную зону, поскольку только на ее границах осуществляется слияние двух потоков натрия, основного потока, проходящего через сборки и потока, движущегося через МПП. Обмен теплом между потоками через стенки чехлов ТВС осуществляется и учитывается по всему объему активной зоны.

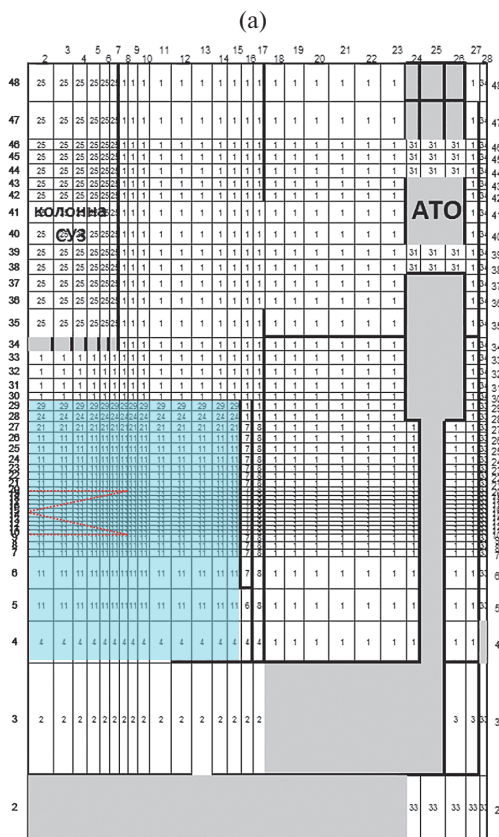
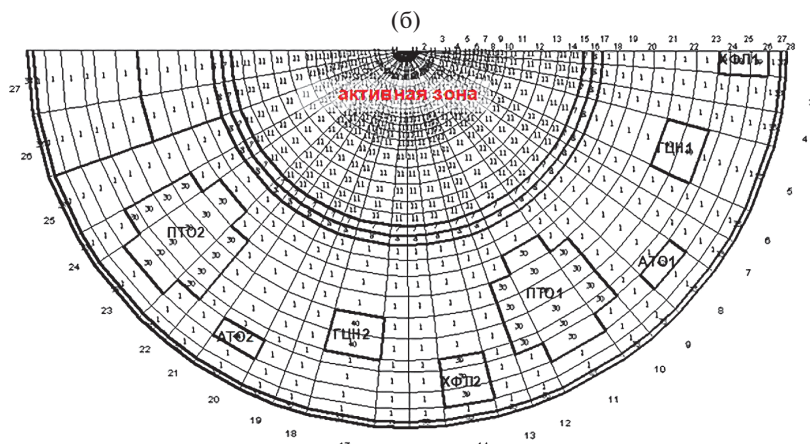
Сечение через АТО ($j = 8$)Сечение $k = 15$

Рис. 2. Вертикальное (а) и горизонтальное (б) сечения расчетной области реактора.

Для определения максимальной температуры оболочки твэла в соответствующем модуле кода для каждого “канала”, на которые разбита активная зона, решается уравнение теплопроводности для принадлежащего “каналу” твэлу, и затем выбирается максимальное значение.

Код GRIF верифицирован на обширном экспериментальном материале, включая экспериментальные данные, полученные в реакторных экспериментах на отечественных (БН-600) и зарубежных (MONJU, (PHENIX) [10], [11] быстрых натриевых реакторах и аттестован [12].

II. Модель реактора

Расчетный анализ выполнен для быстрого энергетического реактора мощностью 3000 МВт (тепл.). Реактор имеет интегральную четырех-петлевую компоновку. Отвод тепла остаточного энерговыделения осуществляется по варианту DRACS через четыре петли САОТ.

При составлении расчетной области, исходя из особенностей поставленной задачи, а именно, длительности подлежащего анализу процесса, основной акцент был сделан на то, чтобы с одной стороны наиболее точно выполнить моделирование всех наиболее существенных элементов реактора, а с другой — сделать это наиболее экономно, используя разностную сетку с минимальным количеством ячеек.

На рис. 2 представлены продольный и поперечный разрезы реактора в отдельных сечениях. На продольном разрезе голубым цветом выделена подобласть, в которой натрий движется одновременно внутри ТВС и в межпакетном пространстве.

Реактор в азимутальном направлении имеет конструкцию, близкую к симметричной с углом симметрии 180° . Поэтому расчетная область (рис. 2б) также представляет собой сектор с раствором угла 180° . Сектор включает в себя 2 промежуточных теплообменника (ПТО), 2 насоса первого контура, 2 аварийных теплообменника (АТО) и $1 + \frac{1}{2}$ часть холодной ловушки (ХФЛ).

Сектор покрыт неравномерной разностной сеткой размерностью $27 \times 47 \times 26$ соответственно в r , z и φ направлениях.

III. Динамика параметров реактора при переходе в режим расхолаживания

В качестве исходного события рассматривается потеря системного и надежного электроснабжения, в результате чего:

- отключаются циркуляционные насосы первого и второго контура, и циркуляция в них определяется сначала выбегом насосов, а затем естественной конвекцией;
- сбрасываются стержни аварийной защиты, и мощность быстро снижается до уровня остаточного энерговыделения;
- открываются шиберы ВТО, и вводится в действие САОТ.

В первые секунды процесса динамика температуры в активной зоне (рис. 3) определяется отношением мощности реактора при сбросе стержней аварийной защиты и расхода теплоносителя по первому контуру, снижающегося в соответствии с кривой выбега ГЦН. Следующая стадия переходного процесса, длящаяся несколько сотен секунд, связана с перестройкой структуры течения в активной зоне и первом контуре. Вследствие остановки насоса второго контура и снижения теплоотвода “горячий”

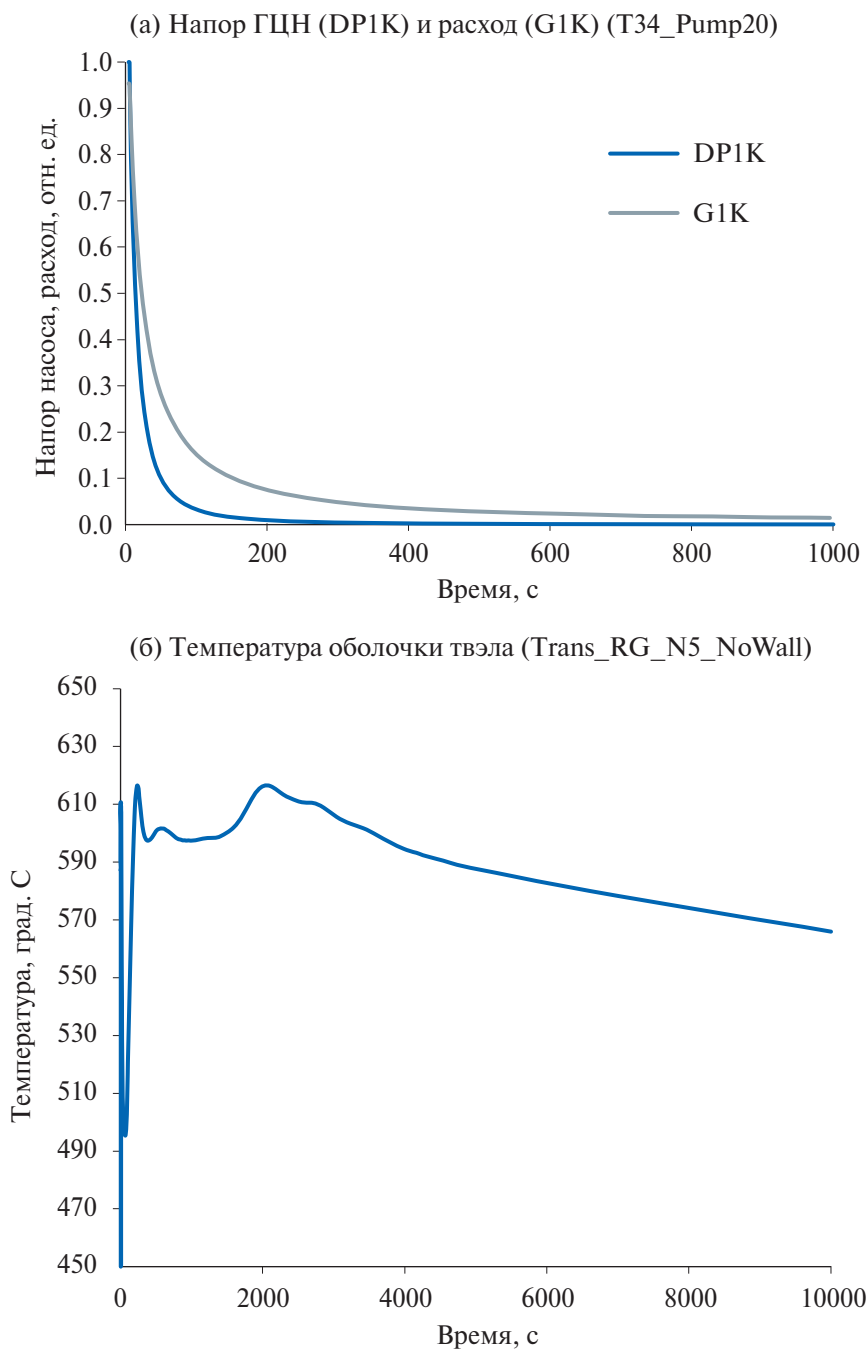


Рис. 3. Динамика напора ГЦН и расхода по 1-му контуру (а) и максимальной температуры оболочки твэла (б) при переходе в режим расхолаживания.

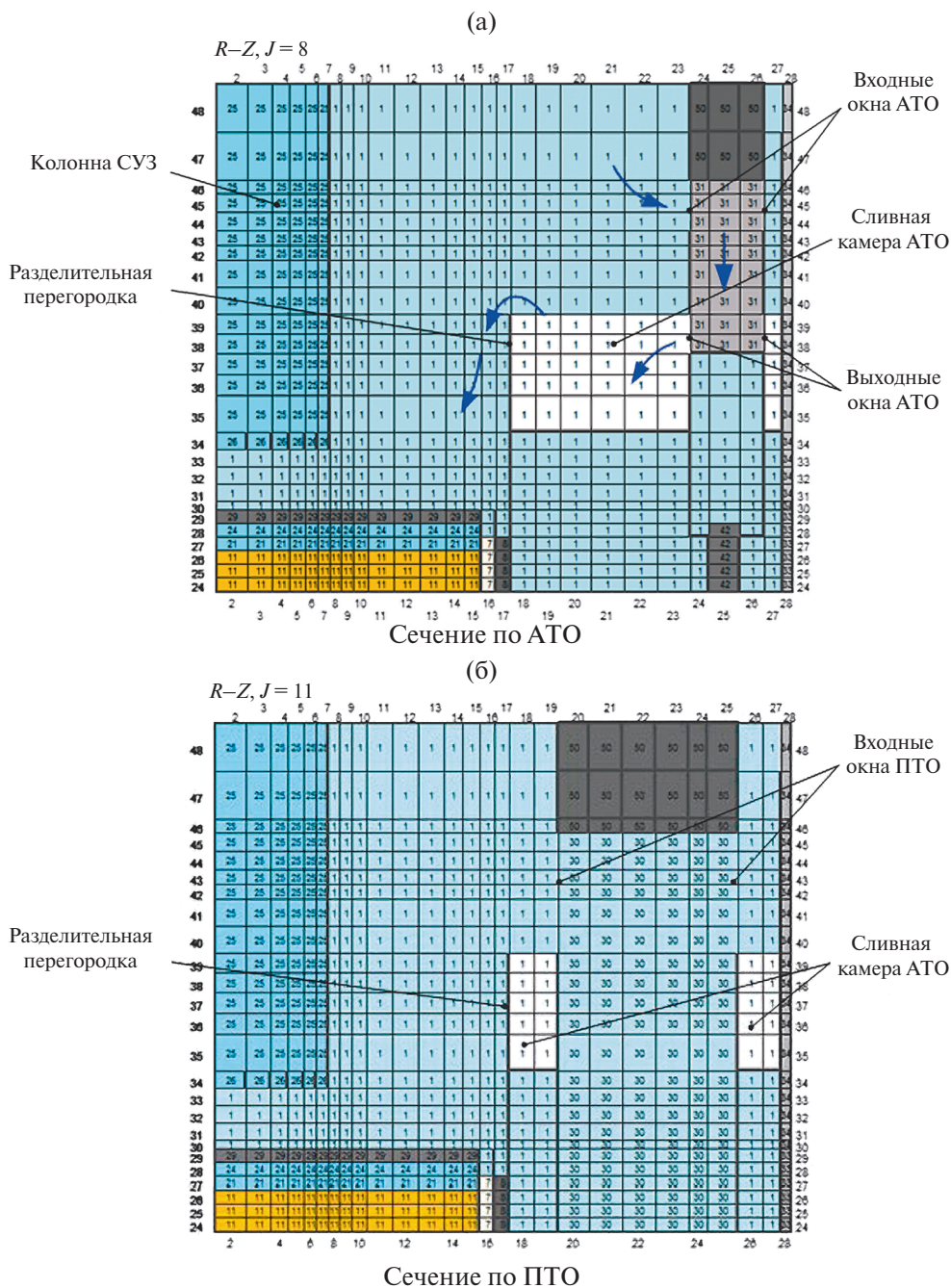


Рис. 4. Расположение сливной камеры АТО.

теплоноситель начинает заполнять опускную ветвь первого контура, что приводит к снижению напора естественной циркуляции, снижению расхода по первому контуру и очередному всплеску температуры. После 2000-й секунды наступает стадия квазистационарного расхолаживания, в ходе которой структура течения в реакторе меняется незначительно, а монотонное снижение температуры определяется спадом уровня остаточного энерговыделения в активной зоне.

IV. Повышение эффективности САОТ за счет изменения конструкции верхней камеры

Повышение эффективности теплоотвода САОТ типа DRACS (классическая схема с расхолаживанием через МПП) может быть достигнуто за счет организации в верхней камере реактора отдельной сливной камеры для АТО. Это может быть сделано за счет введения в конструкцию вертикальной цилиндрической перегородки, разделяющей верхнюю камеру на две части.

Вариант расположения такой перегородки и сливной камеры АТО для случая, когда высота перегородки совпадает с положением нижней кромки входных окон ПТО, показан на рис. 4. Введение такой камеры должно привести к перераспределению потока холодного теплоносителя, истекающего из выходных окон АТО в пользу тракта через ПТО и ГЦН. Если ранее значительная часть холодного потока натрия сливалась в верхнюю камеру и далее в сборки защиты а.з. и в МПП, то при наличии сливной камеры этот поток может быть перенаправлен через ПТО и ГЦН на вход активной зоны. Данный вариант конструкции САОТ будем называть DRACS-OC (Direct Reactor Auxiliary Cooling System with Overflow Chamber).

На рис. 5а приведены результаты расчета динамики максимальной температуры оболочки твэла при переходе в режим расхолаживания при различных значениях относительной высоты перегородки h , а на рис. 5б показана динамика расхода через одну из петель первого контура. Относительная высота перегородки h отсчитывается от днища сливной камеры АТО и представляет собой отношение ее высоты к разнице высотных отметок, на которых находятся нижняя кромка входных окон ПТО и днище сливной камеры – H . Характер процесса существенно зависит от высоты разделительной перегородки. Он резко меняется, когда эта высота становится больше высоты нижней кромки входных окон ПТО. В первую очередь увеличивается циркуляции по основному тракту (через ПТО и ГЦН) (рис. 6а). Это происходит за счет поступления все большей доли “холодного” теплоносителя из АТО во входные окна ПТО, охлаждения опускной ветви тракта циркуляции и соответствующего увеличения напора естественной циркуляции. Также происходит перестройка картины течения в “активной зоне” и МПП. При отсутствии разделительной перегородки в периферийных ТВС образуется зона “опрокидывания” циркуляции, в которой теплоноситель движется сверху вниз. Однако по мере увеличения высоты сливной камеры АТО “расход опрокидывания” снижается, а когда высота камеры достигает уровня нижней кромки входных окон ПТО, этот расход и вовсе обращается в нуль (рис. 6б). Увеличение высоты сливной камеры приводит также и к снижению циркуляции в межпакетном пространстве (рис. 7). В целом такая перестройка расходов сказывается на величине максимальной температуры оболочки (рис. 8). В итоге выигрыш в максимальной температуре оболочки за счет формирования сливной камеры АТО составляет 60–70°C.

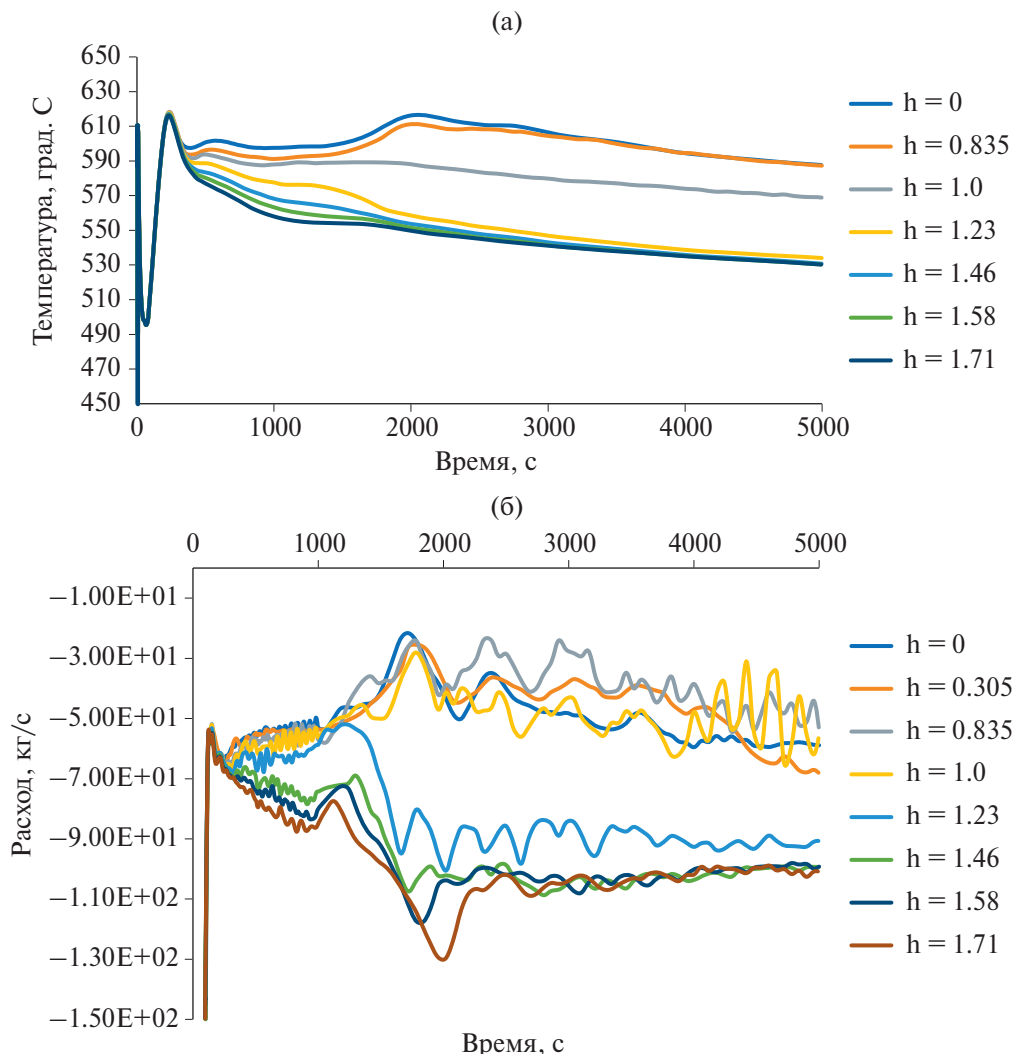


Рис. 5. Динамика максимальной температуры оболочки твэла (а) и расхода по 1-ому контуру (б) при различных значениях высоты разделительной перегородки.

V. Альтернативные варианты конструкции САОТ. Сравнение по эффективности

Предложенный вариант конструкции САОТ – DRACS-OC сравнивается по эффективности теплоотвода с ранее известными схемами DRACS, DRACS-RV, IRACS на рис. 9 по максимальной температуре оболочки твэла. В варианте конструкции САОТ со сливной камерой АТО эффективность расхолаживания оказывается выше, чем в схеме с расхолаживанием через второй контур IRACS и существенно приближаются к варианту DRACS-RV (с обратным клапаном). Отличие от проектного варианта составляет всего 25°C.

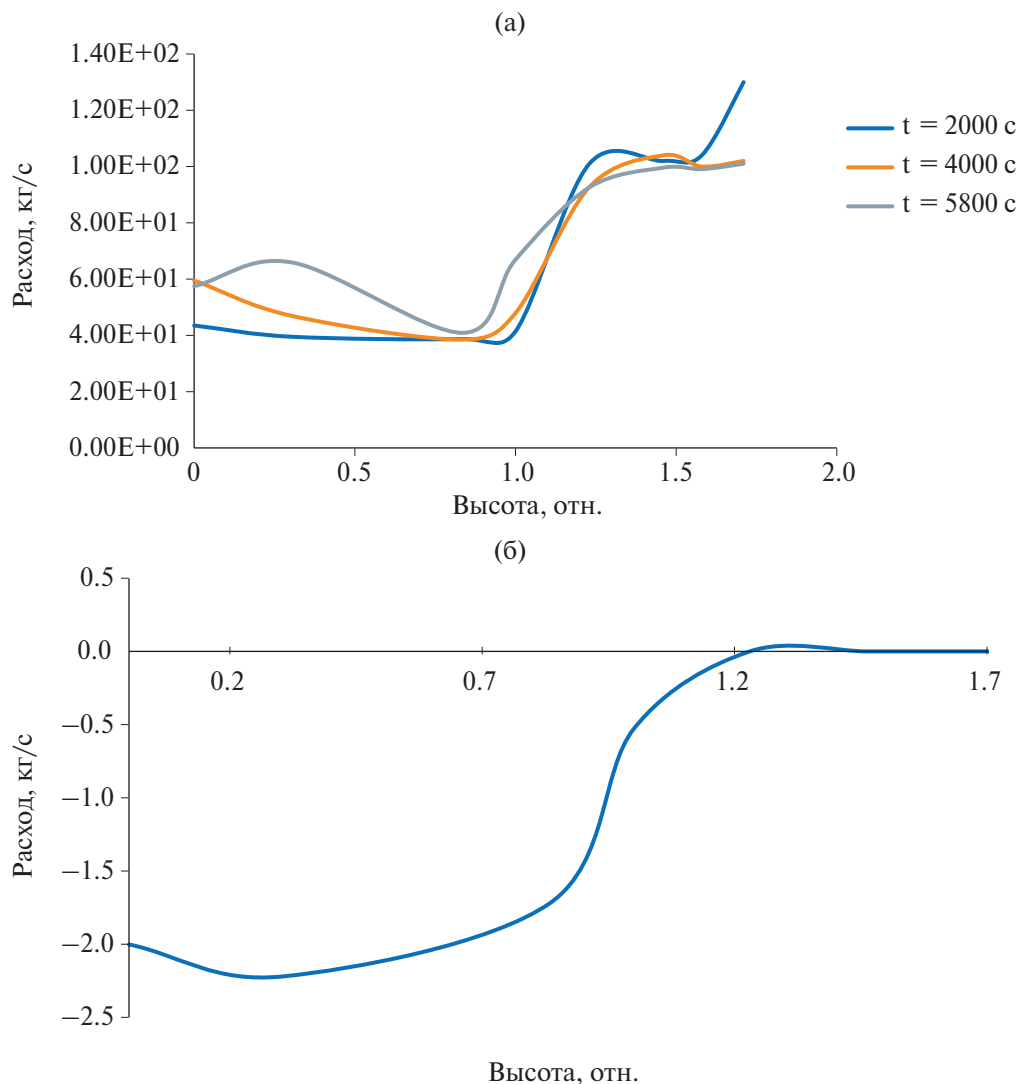


Рис. 6. Зависимость относительного расхода натрия через ПТО (а) и суммарного расхода “опрокидывания” через ТВС (б) от высоты разделяющей перегородки.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Расчетами показано, что введение в конструкцию верхней камеры реактора разделяющей перегородки, организующей отдельную сливную камеру для АТО, позволяет увеличить эффективность отвода тепла остаточного энерговыделения от активной зоны и тем самым снизить значение максимальной температуры оболочки твэлов на 60–70°C. Таким образом предложен новый вариант конструкции схемы расхолаживания для натриевого реактора большой мощности – схема САОТ со сливной камерой АТО, который обладает высокой эффективностью теплоотвода и в

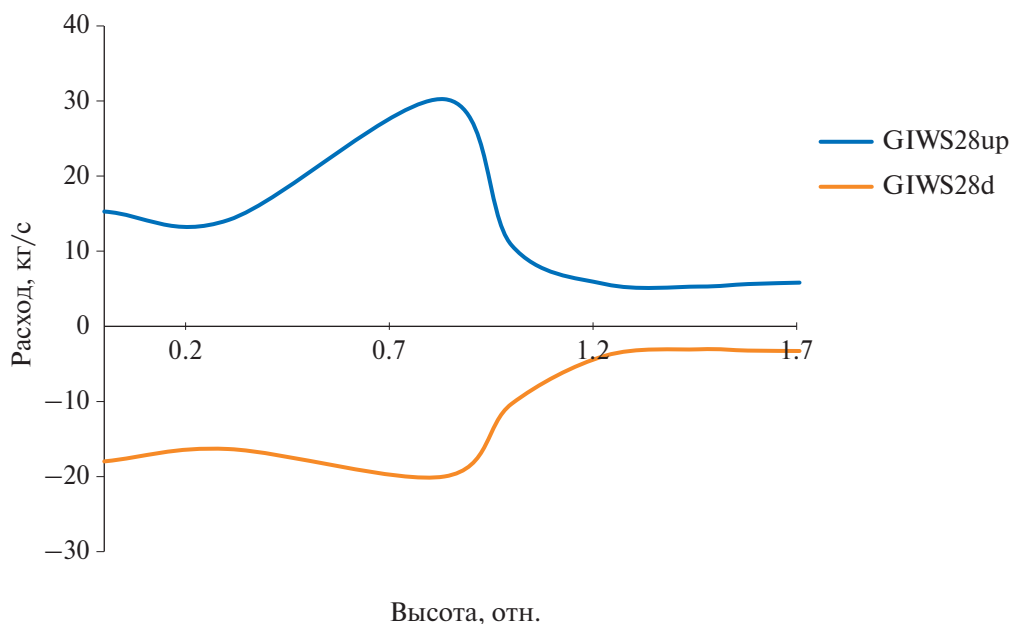


Рис. 7. Подъемный GIWS28up и опускной GIWS28d расходы через МПП на уровне верхнего торца “активной зоны”.

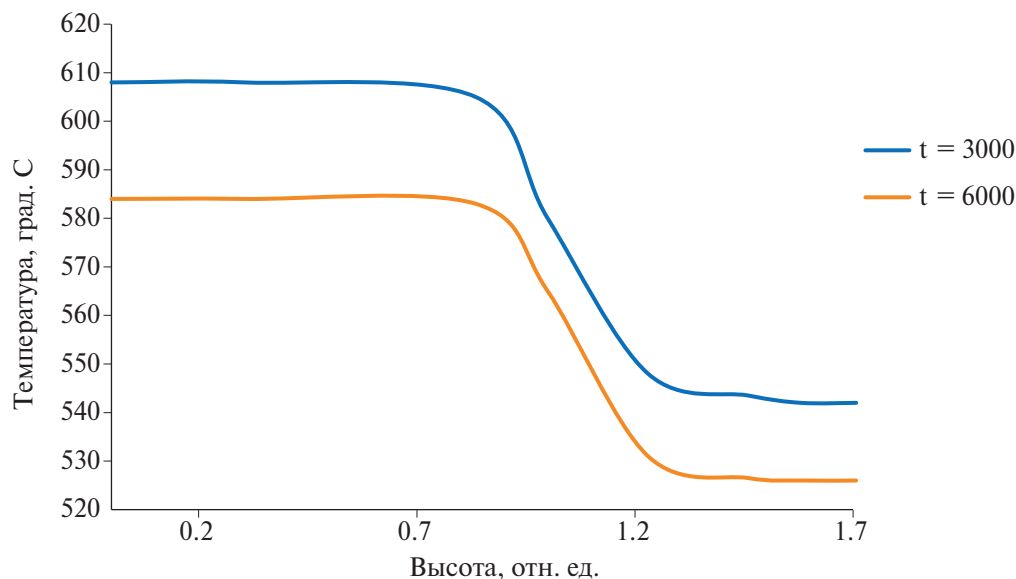


Рис. 8. Зависимость максимальной температуры оболочки твэла от высоты разделяющей перегородки.

то же время не требует введения в конструкцию дополнительной петли, оснащенной обратным клапаном. Схема обладает повышенной надежностью, поскольку пассивное подключение петель, работающих по принципу расхолаживания через МПП, не

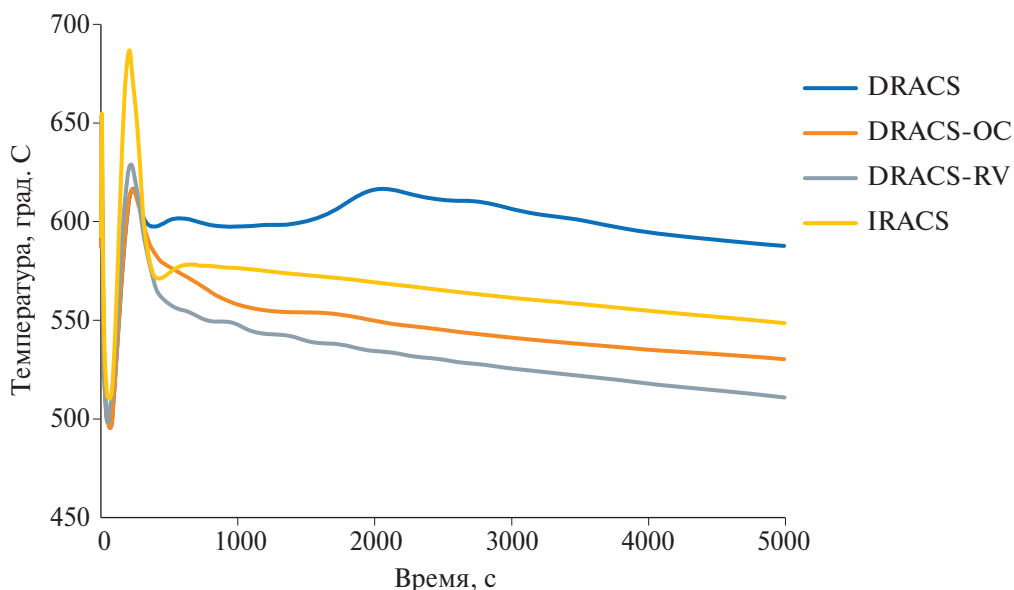


Рис. 9. Динамика максимальной температуры оболочки твэла при различных вариантах конструкции САОТ.

требует вовлечения в процедуру запуска механических движущихся частей в натриевых контурах, что удовлетворяет принципу диверсификации систем безопасности.

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., Джаловян 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 Р.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. *Shvetsov Iu.E., Ashurko Iu.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. International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: Safe Technologies and Sustainable Scenarios. FR13, 4–7 March 2013 Paris, France.
6. *Адамов Е.О., Рачков В.И., Хомяков Ю.С. Швецов Ю.Е.* О возможных технических решениях по аварийному отводу остаточного тепловыделения в быстрых реакторах, охлаждаемых жидким металлом. Изв. РАН. Энергетика. 2019, № 2, С. 1–16.

7. GRIF and HYDRON – 3D Codes for Analysis of Thermal and Hydraulics Parameters of Reactors with 1-Phase Incompressible coolant/ Shvetsov Yu.E., Volkov A.V. / Report 10-th International Meeting of IAHR Working Group on Advanced Nuclear Reactors Thermal Hydraulics. Obninsk, Russia, 2001, July 17–19.
8. Кузнецов И.А., Поплавский В.М. Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Москва. ИздАТ, 2012 г.
9. Kuznetsov I.A., Shvetsov Yu.E. Calculation of thermal-hydraulic parameters of fast neutron with account of inter-fuel-assembly space influence / Book of extended synopses Intern meeting FR09, Kyoto, Japan, Dec. 7–11, 2009. IAEA, 2009. CN-176. P. 483.
10. Ohira H., Xu Y., Bieder U., Velusamy K., Benchmark H. Analyses of Sodium Natural Convection in the Upper Plenum of the MONJU Reactor Vessel. International Conference on FAST REACTORS AND RELATED FUEL CYCLES: Safe Technologies and Sustainable Scenarios. FR13, 4–7 March 2013. Paris, France.
11. Tenchine D., Piella D., Fanning T.H. International benchmark on the natural convection test in Phenix reactor. Nuclear Engineering and Design, Volume 258, May 2013, P. 189–198.
12. Аттестационный паспорт программы для электронных вычислительных машин. Программное средство для моделирования теплогидравлических параметров быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Версия 1.0. (GRIF). Пер. № 506 от 14 декабря 2020 г.

Decay Heat Removal For LMFR Under Accidents

V. I. Rachkov*, Yu. S. Khomyakov, Yu. E. Shvetsov

JSC “PRORYV”, Moscow, Russia

*e-mail: rvi@pnproryv.ru

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 decay heat removal from the reactor core and prevention of the fuel pins overheating is one of first key questions of safety justification problem. On the base of parametric study using engineering thermal-hydraulics code it is shown how to advance efficiency of decay heat removal through modification of reactor upper plenum design.

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