

Опыт применения связанного 1D-3D-теплогидравлического расчета для моделирования аварийного расхолаживания реактора БН

Д.В. Диденко¹, А.М. Анфимов¹, О.Л. Никаноров¹, С.А. Рогожкин¹, Д.А. Тимин¹,
И.Д. Фадеев¹, А.А. Аксёнов², М.Н. Жестков², В.С. Каширин², М.Л. Сазонова²,
А.В. Синицын², А.А. Ющенко²

¹АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова»,
603074 Россия, г. Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, 15

²ООО «ТЕСИС»,
127083 Россия, г. Москва, ул. Юннатов, 18, офис 705

Реферат. Проведено численное исследование теплогидравлических процессов, происходящих в перспективной реакторной установке на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем при аварийном расхолаживании. Моделирование выполнено с помощью связанного 1D-3D-теплогидравлического расчета, в котором используются аттестованный программный комплекс вычислительной аэрогидродинамики FlowVision и одномерная динамическая математическая модель контуров системы аварийного отвода тепла (САОТ), реализованная в среде математического моделирования SimInTech. Разработана трехмерная расчетная модель реактора с комбинированным вариантом САОТ (два канала с обратным клапаном автономного теплообменника (АТО) и два канала без обратного клапана АТО), включающая в себя все основные элементы оборудования, участвующего в образовании тракта циркуляции теплоносителя при аварийном расхолаживании. Создана математическая модель контуров САОТ, описывающая теплогидравлические процессы в одномерном приближении и учитывающая изменение во времени параметров в контурах САОТ. Одномерная динамическая модель контуров САОТ реализована в среде математического моделирования SimInTech и связана с программным комплексом FlowVision по сетевому протоколу. Подтверждена возможность использования связки программного комплекса FlowVision и одномерной математической модели контуров САОТ для проведения расчетов параметров АТО в переходном режиме путем сравнения полученных результатов с результатами, полученными по аттестованной программе для ЭВМ СОКРАТ-БН/В2. Численное моделирование выполнено для номинального режима работы реактора и режимов расхолаживания на четырех и двух каналах САОТ. В статье представлены постановка задачи, краткое описание методики связанного 1D-3D-теплогидравлического расчета различных режимов работы реакторной установки, результаты численного моделирования трехмерного течения теплоносителя, которые позволили оценить уровень температур в различных участках реактора

и подтвердить возможность развития трактов естественной циркуляции теплоносителя в режиме расхолаживания.

Ключевые слова: расчетное исследование, 1D-3D-теплогидравлический расчет, FlowVision, SimInTech, вычислительная гидродинамика, CFD, теплообмен, быстрый натриевый реактор, расхолаживание реактора, система аварийного отвода тепла, интегральная компоновка, активная зона.

Для цитирования: Диденко Д.В., Анфимов А.М., Никаноров О.Л., Рогожкин С.А., Тимин Д.А., Фадеев И.Д., Аксёнов А.А., Жестков М.Н., Каширин В.С., Сазонова М.Л., Сеницын А.В., Ющенко А.А. Опыт применения связанного 1D-3D-теплогидравлического расчета для моделирования аварийного расхолаживания реактора БН. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2026;3:62–79. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.3.05>

Введение

Система аварийного отвода тепла (САОТ) перспективной реакторной установки на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (РУ БН) является одним из ключевых элементов, обеспечивающих необходимый уровень безопасности, и предназначена для аварийного отвода тепла от реактора при отсутствии возможности использования для этой цели систем нормального теплоотвода через третий контур.

В настоящее время задачи исследования эффективности различных вариантов исполнения САОТ решаются с помощью системных кодов, применяемых при обосновании безопасности РУ БН, например, BURAN [1, 2], СОКРАТ-БН/В2 [3, 4], ЕВКЛИД/V1 [5 – 7]. Одной из особенностей перспективного реактора БН является интегральная компоновка оборудования первого контура и элементов САОТ (автономный теплообменник (АТО) и трубопроводы АТО с обратным клапаном (ОК)). При расхолаживании САОТ в реакторе возникает сложная трехмерная картина течения за счет естественной конвекции натрия с продольно-поперечным обтеканием ТВС и организацией параллельных трактов циркуляции через промежуточные теплообменники (ПТО) и АТО. Расчетное исследование течения и анализ трактов циркуляции теплоносителя в реакторе в полной мере не могут быть осуществлены с помощью вышеперечисленных системных кодов.

С целью обоснования возможности формирования и состава контуров естественной циркуляции (ЕЦ) в реакторе, а также для повышения представительности расчетов по системным кодам выполнено численное моделирование теплогидравлических процессов при аварийном расхолаживании САОТ в трехмерной постановке с помощью аттестованного программного комплекса вычислительной аэрогидродинамики (CFD – ComputationalFluidDynamics) FlowVision [8 – 12].

Моделирование теплогидравлических процессов, происходящих в реакторе, а также в промежуточном и воздушном контурах САОТ с использованием только CFD-кода практически невозможно в силу ограничений, накладываемых требованиями к размерам расчетной сетки при создании трубной системы теплообменников, а также в силу габаритов и количества петель контуров САОТ. Обойти указанные ограничения возможно при использовании CFD-кодов в связке с системными одномерными кодами или моделями.

Таким образом, численное моделирование аварийного расхолаживания реактора БН выполнено по программному комплексу FlowVision в связке с разработанной одномерной динамической моделью контуров САОТ, реализованной в отечественной среде математического моделирования SimInTech [13].

Для отвода тепла от активной зоны рассмотрен комбинированный вариант исполнения САОТ, который подразумевает гибридное исполнение: два канала выполнены с напорными трубопроводами и ОК АТО [14 – 16], а другие два канала – с АТО без напорных трубопроводов и ОК. В первом варианте циркуляция теплоносителя осуществляется через напорную камеру реактора, а во втором варианте охлажденный в АТО теплоноситель первого контура омывает тепловыделяющие сборки (ТВС) снаружи в так называемом межпакетном пространстве, отводя остаточные тепловыделения через их чехлы.

Схемы циркуляции теплоносителя при расхолаживании реактора БН для различных вариантов исполнения каналов САОТ представлены на рис. 1.

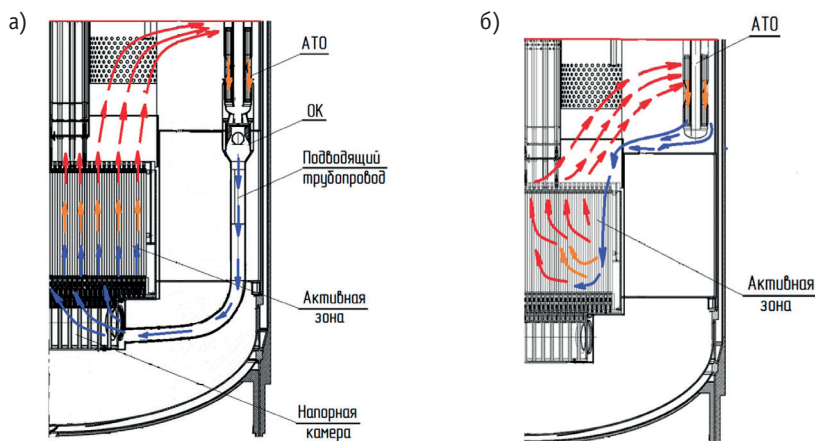


Рис. 1. Схемы циркуляции теплоносителя при расхолаживании реактора БН для варианта канала САОТ с ОК АТО (а) и варианта канала САОТ без ОК АТО (б)

Расчетные исследования выполнены для номинального режима работы реактора и режимов расхолаживания на четырех и двух каналах комбинированной САОТ. При расхолаживании реактора на двух каналах САОТ выбраны АТО без ОК. Результаты, полученные для номинального режима, использованы в качестве начального состояния для последующих расчетов режимов расхолаживания реактора.

Описание методического подхода связанного 1D-3D-теплогидравлического расчета

Для определения характеристик тепломассопереноса, полей скорости и температуры теплоносителя первого контура в реакторе при расхолаживании САОТ были выполнены теплогидравлические расчеты течения теплоносителя в трехмерной постановке.

Программный комплекс FlowVision использовался для моделирования течения теплоносителя внутри реактора, а математическая модель промежуточных контуров

САОТ – для определения граничных условий исходя из мощности, отводимой в межтрубном пространстве АТО в различных каналах САОТ. Особенность такого подхода заключалась в том, что нестационарные расчеты процессов в реакторе и в промежуточных контурах САОТ должны выполняться в связке, поскольку они оказывают влияние друг на друга. Процесс связки состоял в том, что на каждом временном шаге происходил обмен данными между программным комплексом FlowVision и математической моделью промежуточных контуров САОТ. Рассчитанные по программному комплексу FlowVision осредненные параметры теплоносителя первого контура на входе в АТО (температура и расход) передавались в математическую модель контуров САОТ, а обратно из математической модели контуров САОТ в FlowVision передавалась температура теплоносителя на выходе из теплообменника.

Ключевые положения и подробное описание методического подхода, позволяющего с помощью обоснованных упрощений и с приемлемой точностью выполнять расчетные исследования по FlowVision течения теплоносителя в реакторе, представлены в работах [17, 18]. Разработанный методический подход учитывал основные сложности, возникающие в процессе решения задачи расхолаживания реактора: особенности интегральной компоновки оборудования первого контура, особые условия теплообмена в жидкометаллическом теплоносителе, а также моделирование активной зоны и теплообменного оборудования первого контура, в состав которых входит большое количество отдельных конструктивных элементов. Выбор отечественного аттестованного программного комплекса вычислительной аэрогидродинамики FlowVision как основного инструмента расчетного исследования течения теплоносителя в процессе расхолаживания реактора обоснован реализацией в нем модели LMS для расчета турбулентного теплопереноса в натриевом теплоносителе [19].

Для расчетного исследования по программному комплексу FlowVision разработана трехмерная геометрическая модель реактора. Модель включает в себя все основные элементы оборудования, участвующего в образовании тракта циркуляции теплоносителя через активную зону при аварийном расхолаживании: активную зону (ТВС с межпакетным пространством), напорную камеру, четыре ПТО, два АТО с ОК с подводящими трубопроводами, два АТО без ОК, четыре главных циркуляционных насоса (ГЦН) с напорными трубопроводами, а также центральную поворотную колонну (ЦПК). На каждую петлю приходится один канал САОТ. Трехмерная геометрическая модель реактора БН представлена на рис. 2.

Течение теплоносителя и теплообмен в проточной части реактора в программном комплексе FlowVision описывались с помощью модели турбулентного переноса несжи-

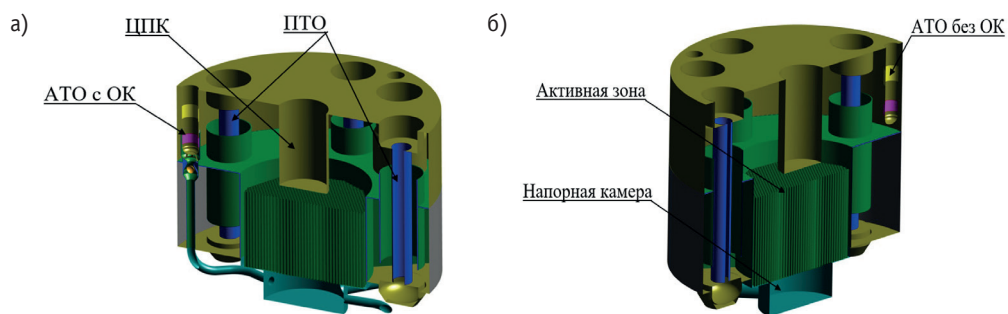


Рис. 2. Геометрическая трехмерная модель реактора БН: а) сечение с АТО с ОК; б) сечение с АТО без ОК

маемой жидкости с учетом сопряженного теплообмена. В качестве границ расчетной модели проточной части реактора с точки зрения задания условий входа и выхода теплоносителя принимались сечения ГЦН в области напорного трубопровода. В номинальном режиме на входе в модель задавались статическое давление, температура теплоносителя и начальная степень турбулизации потока. На выходе из расчетной области задавалось условие свободного выхода, которое характеризовалось нулевым значением статического давления. Для режимов расхолаживания контур замыкался за счет связывания условий по массовому расходу на входной и выходной границах.

В расчетном исследовании использована неравномерная начальная сетка, сгущенная к области ТВС. Для более детального моделирования течения теплоносителя начальная сетка была дополнительно локально измельчена (адаптирована) в области стенок запорного элемента. Количество расчетных ячеек в модели составило около 32 млн.

В предыдущих исследованиях расхолаживания реактора с помощью САОТ граничные условия в расчетной модели FlowVision со стороны промежуточного контура САОТ определялись с использованием математической модели, основанной на стационарном приближении [18]. Такое приближение не учитывает инерциальную составляющую изменения параметров в контурах САОТ, которые могут быть существенными, например, в момент подключения САОТ. В связи с этим в рамках данного исследования разработана упрощенная динамическая модель контуров САОТ, которая основана на описании теплогидравлических процессов в одномерном приближении. Описание теплогидравлических процессов в контурах различных РУ в одномерном приближении широко используется в практике проведения инженерных расчетов [20 – 21], а также в системных кодах, применяемых при обосновании безопасности РУ БН (BURAN, СОКРАТ-БН/В2, ЕВКЛИД/V1) [22 – 23].

Задача разработки упрощенной динамической модели контуров САОТ заключалась в минимизации количества переменных для моделирования основных процессов в промежуточном и воздушном контурах САОТ. Реализация решения этой модели и ее связка по сетевому протоколу с программным комплексом FlowVision осуществлялась с использованием доступной для разработчиков среды математического моделирования SimInTech [13]. Связка программного комплекса FlowVision с системными кодами на данном этапе не рассматривается, поскольку в них нет унифицированных алгоритмов соединения со сторонними программными комплексами. Задача разработки таких алгоритмов и применение их при расчетных исследованиях расхолаживания реактора может быть последующим этапом в развитии технологии связанного 1D-3D-теплогидравлического расчета.

Математическая модель промежуточных контуров САОТ представляла собой систему обыкновенных дифференциальных и алгебраических уравнений (СОДАУ), формируемую из переменных, характеризующих теплогидравлические процессы, происходящие при работе САОТ. Расчетная схема для моделирования контуров САОТ представлена на рис. 3.

В общем виде СОДАУ САОТ является нелинейной, поэтому для ее решения используются численные методы. В данном исследовании численное решение СОДАУ САОТ реализовано в среде математического моделирования SimInTech.

Для проверки корректности моделирования САОТ с использованием СОДАУ САОТ проведена кросс-верификация с аттестованной программой для ЭВМ

Опыт применения связанного 1D-3D-теплогидравлического расчета для моделирования аварийного расхолаживания реактора БН

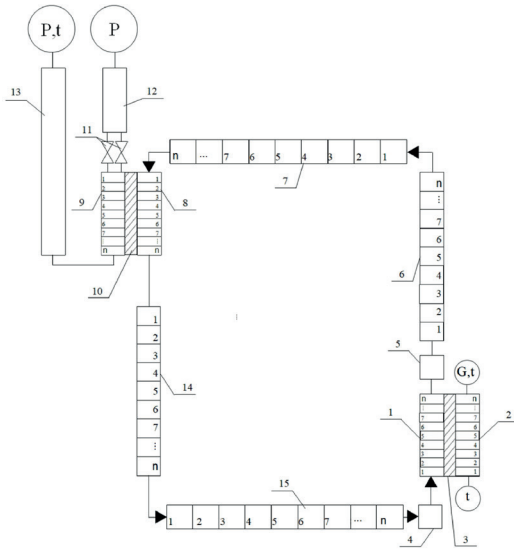


Рис. 3. Расчетная схема для моделирования контуров САОТ: 1 – объем теплоносителя промконтура в теплообменных трубках АТО; 2 – объем теплоносителя первого контура в межтрубном пространстве АТО; 3 – тепловая структура, моделирующая трубки АТО; 4 – входной коллектор АТО; 5 – выходной коллектор АТО; 6 – вертикальный «горячий» участок трубопровода АТО – ВТО; 7 – горизонтальный «горячий» участок трубопровода АТО – ВТО; 8 – объем теплоносителя промконтура в теплообменных трубках ВТО; 9 – воздушный объем в межтрубном пространстве ВТО; 10 – тепловая структура, моделирующая трубки ВТО; 11–шиберы ВТО; 12 – вытяжная труба; 13 – окружающая среда; 14 – вертикальный «холодный» участок трубопровода ВТО – АТО; 15 – горизонтальный «холодный» участок трубопровода ВТО – АТО

СОКРАТ-БН/В2 [3–4]. Для сравнения выбраны параметры, характеризующие отводимую в АТО мощность: температура теплоносителя на входе и выходе из теплообменных трубок АТО и расход теплоносителя через теплообменные трубки. Сравнение результатов расчетов по СОКРАТ-БН/В2 и СОДАУ САОТ показало, что максимальные отклонения параметров в трубках АТО не превышают аттестованной погрешности по программе СОКРАТ-БН/В2. Таким образом, подтверждена корректность моделирования САОТ с применением СОДАУ САОТ.

В блок-схеме SimInTech (рис. 4) помимо основных вычислительных блоков, в которых реализована математическая модель САОТ, присутствуют блоки, которые осуществляют обмен данными с программным комплексом FlowVision, а также вывод результатов расчета.

В расчетной модели FlowVision связка двух граничных условий (параметров входа-выхода теплоносителя первого контура АТО) реализована в виде подключаемой библиотеки.

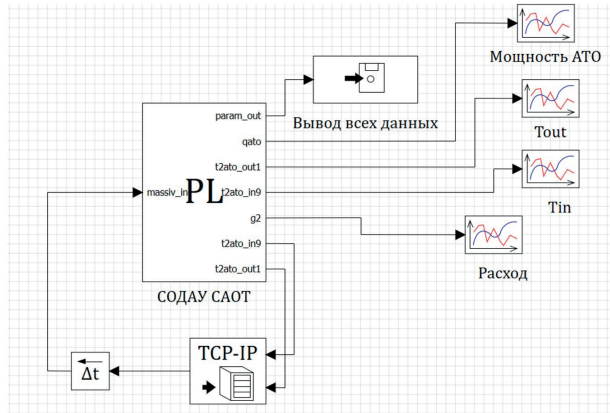


Рис. 4. Блок-схема в SimInTech для моделирования САОТ

Тестирование связанного 1D-3D-теплогидравлического расчета

Для подтверждения возможности использования связки FlowVision и SimInTech и оценки влияния шага обмена данными между этими программами на результаты моделирования выполнен тестовый связанный 1D-3D-теплогидравлический расчет.

Проверка работы связки осуществлялась на примере одного АТО с заданной температурой теплоносителя. Результаты приведены в сравнении с аналогичным расчетом по аттестованной программе СОКРАТ-БН/В2 [3–4].

На рисунке 5 представлена геометрическая модель расчетной области для тестовой задачи.

Геометрическая модель тестового теплообменника представляла собой два отдельных объема – входная и выходная части. Моделирование теплообменника выполнено посредством создания связанных граничных условий «вход в АТО» и «выход из АТО». Связка осуществлялась путем подключения библиотеки с программным кодом, который выполнял аналитические вычисления и обмен необходимыми параметрами между FlowVision и SimInTech. На входе в расчетную область задавалась температура теплоносителя в зависимости от времени. На выходе из расчетной области задавалось условие свободного выхода – нулевое значение статического давления.

Численная реализация СОДАУ САОТ и связка с программным комплексом FlowVision выполнены на базе платформы SimInTech. Связка осуществляется с использованием сетевого протокола с двумя шагами синхронизации – 0,3 и 0,05 с, что меньше времени прохода теплоносителя первого контура через АТО в режиме расхолаживания.

В результате расчетов получены зависимости расходов и температур теплоносителей первого и промежуточного контуров АТО от времени. На рисунке 6 представлена зависимость расхода теплоносителя промежуточного контура АТО от времени в тестовой задаче.

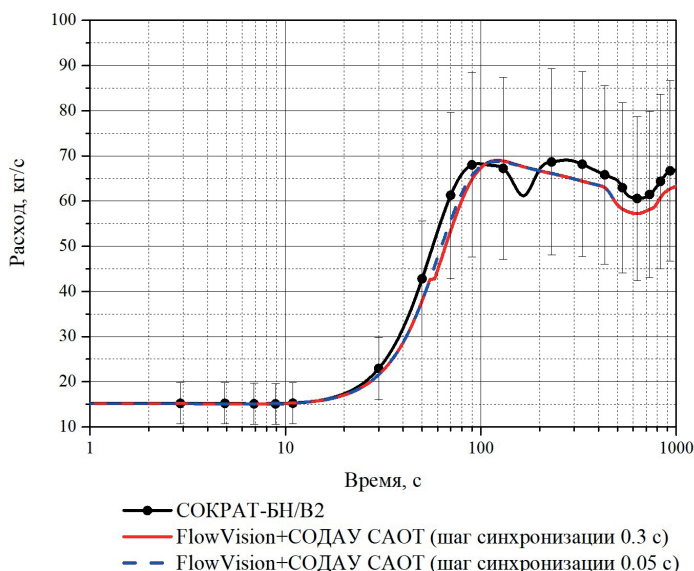


Рис. 6. Изменение расхода теплоносителя промежуточного контура через АТО

По результатам тестирования связки показано, что изменение шага обмена данными между FlowVision и SimInTech незначительно влияет на результаты моделирования.

В таблице 1 представлены отклонения результатов расчетов параметров АТО в тестовой задаче, которые получены по связке программного комплекса FlowVision и СОДАУ САОТ, от результатов расчетов, полученных по программе СОКРАТ-БН/В2, дополнительно указана погрешность расчета по программе СОКРАТ-БН/В2.

Таблица 1

Сравнение результатов расчетов параметров АТО в тестовой задаче

Наименование параметра	Среднее отклонение	Погрешность расчета [3]
Расход теплоносителя первого контура через АТО	28%	30%
Расход теплоносителя промежуточного контура через АТО	5,6%	30%
Температура теплоносителя первого контура на выходе из АТО	12°C	40°C
Температура теплоносителя промежуточного контура на входе в АТО	10°C	40°C
Температура теплоносителя промежуточного контура на выходе из АТО	12°C	40°C

В переходном процессе средние отклонения результатов расчетов лежат в границах погрешности расчета. Таким образом, полученные результаты тестового расчета подтвердили возможность использования связки программного комплекса FlowVision и СОДАУ САОТ для проведения расчетов параметров АТО в переходном режиме.

Расчетные режимы

Связанные 1D-3D-расчетные исследования по программному комплексу FlowVision выполнены для следующих определяющих основные состояния САОТ режимов:

- номинальный режим работы реактора на 100%-ном уровне мощности, в котором САОТ находится в режиме готовности к расхолаживанию (стационарный расчет);
- расхолаживание реактора через четыре канала САОТ при срабатывании аварийной защиты и переменной мощности остаточных тепловыделений в активной зоне (нестационарный расчет);
- расхолаживание реактора через два канала САОТ при срабатывании аварийной защиты и переменной мощности остаточных тепловыделений в активной зоне (нестационарный расчет).

В номинальном режиме работы реактора теплоноситель от ГЦН по напорному трубопроводу поступает в напорную камеру и распределяется по ТВС активной зоны. Нагретый в ТВС теплоноситель поступает в пространство над активной зоной («горячая камера»), откуда распределяется, в основном, в четыре ПТО и частично в четыре АТО, где происходит его охлаждение. Далее теплоноситель выходит из теплообменников в нижнюю сливную камеру и поступает на всасывание ГЦН. Распределения скоростей и давления, турбулентных характеристик и температуры, полученные при модели-

ровании номинального режима, использованы в качестве начального состояния для расчетов последующих режимов расхолаживания реактора.

В нестационарных режимах расхолаживания реактора через четыре и два канала САОТ происходят постепенное снижение напора ГЦН до нулевого значения и спад мощности остаточных энерговыделений в ТВС активной зоны. В данных режимах предполагается переход от принудительной циркуляции теплоносителя первого контура к образованию трактов естественной циркуляции, соединяющих активную зону и АТО. Также предполагается формирование дополнительных трактов циркуляции внутри активной зоны и ее межпакетного пространства.

Исходное состояние и сценарий протекания для режима расхолаживания реактора через два канала САОТ аналогичны режиму расхолаживания через четыре канала. Отличие заключается в том, что в работе вместо четырех каналов САОТ остаются только два канала с АТО без ОК. Постулировался отказ исполнительных механизмов ОК и, соответственно, ОК оставались закрытыми, и циркуляция теплоносителя через АТО с ОК отсутствовала.

Результаты расчетов

Сравнение результатов расчета номинального режима работы реактора, используемых в качестве начального состояния для расчетов режимов расхолаживания, полученных численным моделированием по программному комплексу FlowVision, с проектными данными подтвердило, что разработанная расчетная модель дает хорошее соответствие получаемых результатов данным проекта. Отклонение среднего значения подогрева теплоносителя в активной зоне, полученного в расчете, от проектного значения не превысило 1%, а отклонение среднего значения перепада давления в активной зоне составило не более 2%. Основной тракт циркуляции теплоносителя в номинальном режиме работы реактора реализовался по направлению ГЦН – напорная камера – активная зона – ПТО – ГЦН. Отклонение значения максимальной температуры теплоносителя первого контура на выходе из активной зоны от проектного значения составило не более 4%.

Для анализа результатов расчетов трехмерного течения теплоносителя и теплообмена в реакторе в процессе его расхолаживания, а также работы САОТ выбраны следующие основные контрольные параметры:

- расход теплоносителя первого контура через ТВС, межпакетное пространство активной зоны, ПТО, АТО;
- температура теплоносителя первого контура на входе и выходе ТВС, межпакетного пространства, ПТО, АТО;
- расход теплоносителя промежуточного контура САОТ через АТО и воздушный теплообменник (ВТО);
- температура теплоносителя промежуточного контура САОТ на входе и выходе АТО и ВТО;
- расход и температура воздуха в ВТО;
- мощность САОТ.

Мощность тепловыделения в активной зоне в режимах расхолаживания реактора через четыре и два канала САОТ при срабатывании аварийной защиты снижалась от

номинального значения до 1,4% от номинального примерно за 1 ч процесса расхолаживания. Напор ГЦН в этом режиме снижался от номинального значения до нулевого за 125 с. Таким образом, за промежуток времени около 1 ч можно проследить переход от принудительной циркуляции теплоносителя первого контура к образованию его устойчивых трактов естественной циркуляции в реакторе.

Основные результаты расчетов расхолаживания реактора БН через четыре и два канала САОТ представлены на рис. 7. Величины расхода теплоносителя первого контура через активную зону указаны относительно максимального значения. Значения температуры теплоносителя первого контура указаны относительно предела безопасной эксплуатации по температуре оболочки твэлов. Значения средней мощности, отводимой в АТО, указаны относительно максимального значения, полученного в процессе расхолаживания.

В обоих исследуемых режимах расхолаживания примерно через 1 ч после срабатывания аварийной защиты наблюдается снижение уровня температуры в активной зоне, что говорит об устойчивом процессе расхолаживания. Наиболее представительным является режим с расхолаживанием на двух каналах САОТ, поскольку в этом режиме реализуется более высокий уровень температур, чем в режиме с расхолаживанием на четырех каналах САОТ.

Температура теплоносителя в плоскости расчетной модели FlowVision с АТО без ОК через 1 ч после начала процесса расхолаживания реактора через два канала САОТ представлена на рис. 8. Температуры теплоносителя приведены относительно максимального значения в контрольной плоскости.

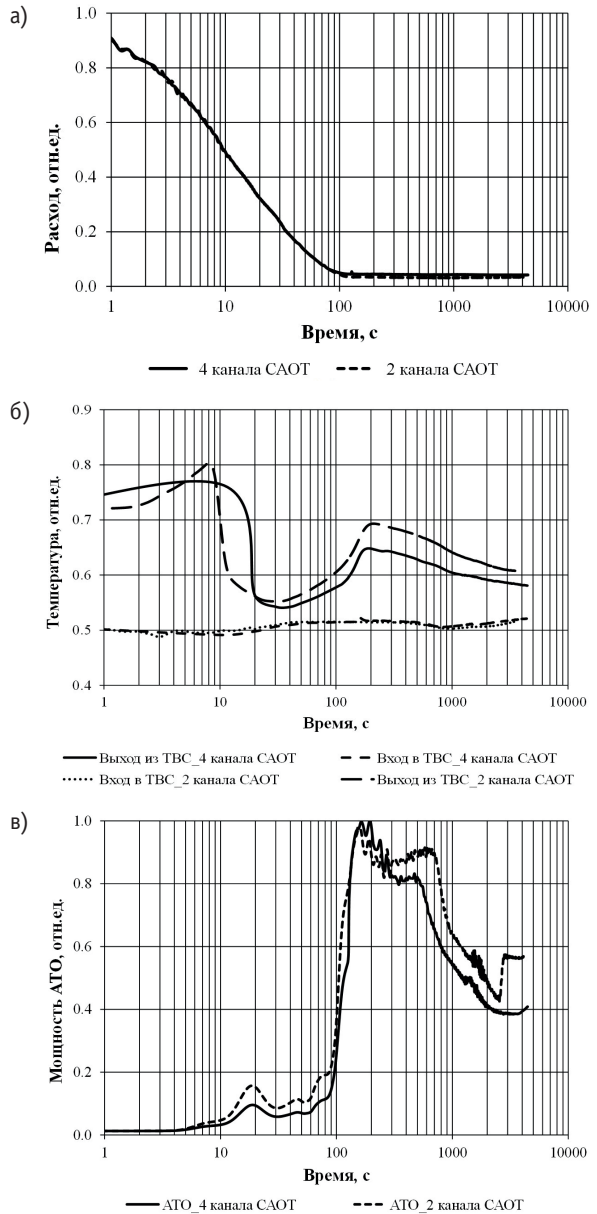


Рис. 7. Изменение во времени массового расхода теплоносителя первого контура через ТВС центрального массива (а), изменение во времени температуры теплоносителя первого контура на входе и выходе центральных ТВС (б), изменение во времени средней отводимой мощности АТО (в) в режимах расхолаживания через четыре и два канала САОТ

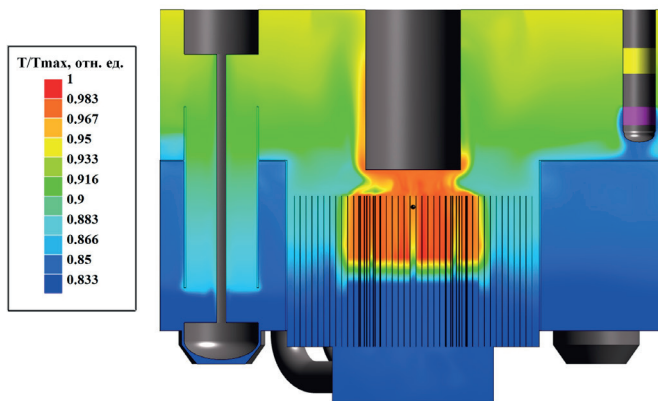


Рис. 8. Распределение температуры теплоносителя в плоскости АТО без ОК через 1 ч после начала процесса расхолаживания реактора через два канала САОТ

Через 1 ч после начала расхолаживания через четыре канала САОТ в реакторе образуются устойчивые контуры естественной циркуляции теплоносителя:

- контур АТО с ОК – подводящий трубопровод – напорная камера – активная зона – верхняя камера – АТО; теплоноситель, нагреваясь в активной зоне, поднимается вдоль ЦПК и поворачивает на 90°, двигаясь к входам в АТО и ПТО; теплоноситель, охлаждаясь в АТО, движется по подводящему трубопроводу в напорную камеру и далее в активную зону;
- контур АТО без ОК – периферийные ТВС – межпакетное пространство – АТО; теплоноситель, нагреваясь в активной зоне, движется вдоль свободной границы к входам в АТО, охлаждается в АТО и спускается вдоль стенок обечайки, разделяющей активную зону и сливную камеру ПТО, к основанию активной зоны; после чего теплоноситель поступает в межпакетное пространство, где, нагреваясь, поднимается к ЦПК;
- общекартинная ЕЦ по тракту напорная камера – ТВС – верхняя камера – ПТО – ГЦН-1 – напорная камера; поток теплоносителя, нагреваясь в ТВС, поступает в верхнюю камеру к ЦПК, где смешивается с контуром, проходящим через межпакетное пространство, и далее поступает на вход в ПТО; после выбега ГЦН расходы через ПТО и АТО становятся сопоставимы.

При расхолаживании через два канала САОТ (в работе находятся два АТО без ОК) формируются аналогичные приведенным выше тракты ЕЦ теплоносителя за исключением тракта циркуляции через АТО с ОК. Значение расхода через АТО без ОК в этом режиме на 10% выше, чем в режиме расхолаживания через четыре канала САОТ.

В установившемся режиме расхолаживания через четыре и два канала САОТ расход теплоносителя через ТВС активной зоны составляет 4,2 и 3,2% от расхода в номинальном режиме соответственно.

Закключение

В программном комплексе FlowVision разработана трехмерная расчетная модель реактора с комбинированным вариантом САОТ (два канала с обратным клапаном АТО и два канала без обратного клапана АТО), включающая в себя все основные элементы

оборудования, участвующего в образовании тракта циркуляции теплоносителя при аварийном расхолаживании.

Разработана математическая модель контуров САОТ, описывающая теплогидравлические процессы в одномерном приближении и учитывающая изменение параметров в контурах САОТ. Одномерная динамическая модель контуров САОТ реализована в среде математического моделирования SimInTech.

Приведено краткое описание методики связанного 1D-3D-теплогидравлического расчета, в котором используются аттестованный программный комплекс вычислительной аэрогидродинамики FlowVision и одномерная динамическая математическая модель контуров САОТ.

Выполнена кросс-верификация динамической модели контуров САОТ и тестирование самого 1D-3D-связанного теплогидравлического расчета путем сравнения получившихся результатов с результатами, полученными по аттестованной программе для ЭВМ СОКРАТ-БН/В2. Подтверждена возможность использования связки программного комплекса FlowVision и одномерной математической модели контуров САОТ для проведения расчетов параметров АТО в переходном режиме.

С использованием связанного 1D-3D-теплогидравлического расчета выполнено моделирование процессов, происходящих в реакторе БН в номинальном режиме работы и режимах расхолаживания на четырех и двух каналах САОТ.

По результатам расчетного исследования была выполнена оценка уровня температуры в различных участках реактора и показан процесс формирования трактов циркуляции теплоносителя при расхолаживании реактора. При расхолаживании реактора через четыре и два канала САОТ образуются устойчивые тракты ЕЦ в реакторе, которые включают в себя ТВС активной зоны с межпакетным пространством, напорную камеру, АТО и ПТО. В режиме расхолаживания реактора через два канала САОТ по сравнению с режимом расхолаживания через четыре канала САОТ реализуется более высокий уровень температур теплоносителя в активной зоне.

Полученные результаты расчетного исследования подтвердили возможность расхолаживания реактора через четыре и два канала САОТ.

Литература

1. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «BURAN». Регистрационный № 559 от 27.06.2022 г.
2. Болнов В.А., Богданова Е.В., Малкин С.А. Результаты валидации моделей, разработанных на базе программы BURAN. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2022;4:176–184. EDN: AJVFGA.
3. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 2.0 (СОКРАТ-БН/В2)». Регистрационный № 472 от 20.11.2019 г.
4. Chalyy R.V., Rtishchev N.A., Tarasov A.E. et al. SOCRAT-BN integral code for safety analyses of NPP with sodium cooled fast reactors: development and plant application (ID: CN245-281). International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russia, 26-29 June 2017.
5. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «Динамический интегральный универсальный расчетный код для анализа и обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями. Версия 1.2 (ЕВКЛИД/V1.2)». Регистрационный № 462 от 30.05.2019 г.

6. Мосунова Н.А. Интегральный код ЕВКЛИД/V1 для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Часть 1: Базовые модели. *Теплоэнергетика*. 2018;5:69–84. DOI: <https://doi.org/10.1134/S0040363618050065>

7. Алипченков В.М., Болдырев А.В., Вепрев Д.П., Зейгарник Ю.А., Колобаева П.В., Моисеенко Е.В., Мосунова Н.А., Селезнев Е.Ф., Стрижов В.Ф., Усов Э.В., Осипов С.Л., Горбунов В.С., Афремов Д.А., Семченков А.А. Интегральный код ЕВКЛИД/V1 для обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Часть 2: Верификация. *Теплоэнергетика*. 2018;9:1–16. EDN: XTWNFJ. DOI: <https://doi.org/10.1134/S0040363618090011>

8. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «FlowVision». Регистрационный № 492 от 19.12.2019 г.

9. Руководство пользователя программного комплекса FlowVision. URL: <https://flowvision.ru/ru/support-menu-header-ru/download-ru/> (дата обращения 01.06.2026).

10. Рогожкин С.А., Осипов С.Л., Фадеев И.Д., Шепелев С.Ф., Аксенов А.А., Жлуктов С.В., Сазонова М.Л., Шмелев В.В. Численное моделирование теплогидравлических процессов в верхней камере быстрого реактора. *Атомная энергия*. 2013;115(5):295–298. EDN: RRPWWL. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1219> (дата обращения 01.06.2026).

11. Рогожкин С.А., Аксенов А.А., Жлуктов С.В., Осипов С.Л., Фадеев И.Д., Шапоренко Е.В., Шепелев С.Ф., Шмелев В.В. Использование URANS подхода для определения пульсаций температуры при перемешивании трех разнотемпературных струй натрия. *Компьютерные исследования и моделирование*. 2014;6(6):923–935. EDN: TCBXEP. DOI: <https://doi.org/10.20537/2076-7633-2014-6-6-923-935>

12. Аксенов А.А., Жлуктов С.В., Шмелев В.В., Шапоренко Е.В., Шепелев С.Ф., Рогожкин С.А., Крылов А.Н. Расчетные исследования процесса перемешивания неизотермических потоков натриевого теплоносителя в тройнике. *Компьютерные исследования и моделирование*. 2017;9(1):95–110. DOI: <https://doi.org/10.20537/2076-7633-2017-9-95-110>

13. Карташов Б.А., Шабаетов Е.А., Козлов О.С., Щекатуров А.М. Среда динамического моделирования технических систем SimInTech: Практикум по моделированию систем автоматического регулирования. М.: ДМК Пресс, 2017, 424 с. ISBN 978-5-97060-482-3.

14. Балугев Д.Е., Гусев Д.В., Мешков С.И., Никаноров О.Л., Осипов С.Л., Рогожкин С.А., Рухлин С.В., Шепелев С.Ф. Исследование функциональных характеристик обратного клапана системы безопасности на масштабной модели. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2015;1:103–110. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2015.1.11>

15. Балугев Д.Е., Никаноров О.Л., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф. Экспериментальные и расчетные исследования обратного клапана с шаровым запирающим элементом. *Труды НГТУ им. Р.Е. Алексеева*. 2019;1:67–73. DOI: https://doi.org/10.46960/1816-210X_2019_1_67

16. Балугев Д.Е., Диденко Д.В., Никаноров О.Л., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф. Исследования шарового обратного клапана в составе стенда. *Труды НГТУ им. Р.Е. Алексеева*. 2020;1:45–52. DOI: https://doi.org/10.46960/1816-210X_2020_1_45

17. Диденко Д.В., Никаноров О.Л., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф., Аксенов А.А., Жестков М.Н., Щеляев А.Е. Расчетное исследование по программе для ЭВМ FlowVision трехмерного течения теплоносителя в реакторе БН при его расхолаживании через межпакетное пространство активной зоны. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2022;3:235–245. EDN: COFFPF.

18. Диденко Д.В., Балугев Д.Е., Никаноров О.Л., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф., Аксенов А.А., Жестков М.Н., Щеляев А.Е. Разработка методического подхода для расчетного исследования течения теплоносителя в процессе расхолаживания реактора с натриевым теплоносителем. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2020;4:74–85. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2020.4.07>

19. Рогожкин С.А., Аксенов А.А., Жлуктов С.В., Осипов С.Л., Сазонова М.Л., Фадеев И.Д., Шепелев С.Ф., Шмелев В.В. Разработка модели турбулентного теплопереноса для жидко-металлического натриевого теплоносителя и ее верификация. *Вычислительная механика сплошных сред*. 2014;7(3):306–316. DOI: <https://doi.org/10.7242/1999-6691/2014.7.3.30>

20. Кузнецов И.А. Аварийные и переходные процессы в быстрых реакторах. М.: Энергоатомиздат. 1987. 176 с.

21. Митенков Ф.М., Моторов Б.И. Нестационарные режимы судовых ядерных паропроизводящих установок. Л.: Судостроение, 1970, 200 с.

22. Анфимов А.М., Кузнецов Д.В. Анализ теплоотводной аварии и мер по ее управлению. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*. 2024;1:92–100. EDN: EYFVUE.

23. Анфимов А.М., Кирилов И.Н., Кузнецов Д.В., Рогожкин С.А. Разработка расчетной модели реактора типа БН с системой расхолаживания через межпакетное пространство ТВС. *Труды НГТУ им. П.Е. Алексеева*. 2021;3:49–56. DOI: https://doi.org/10.46960/1816-210X_2021_3_49

Поступила в редакцию 29.10.2025

После доработки 01.06.2026

Принята к опубликованию 10.09.2026

Авторы

Диденко Денис Владимирович, инженер-конструктор,

E-mail: didenko@okbm.nnov.ru

Анфимов Артем Михайлович, заместитель начальника отдела,

E-mail: anfimov@okbm.nnov.ru

Никаноров Олег Леонидович, начальник бюро, к.т.н.,

E-mail: nikanorov@okbm.nnov.ru

Рогожкин Сергей Александрович, главный конструктор РУ БН, к.т.н.,

E-mail: rogozhkin@okbm.nnov.ru

Тимин Дмитрий Алексеевич, инженер-конструктор,

E-mail: timin_da@okbm.nnov.ru

Фадеев Илья Дмитриевич, начальник отдела,

E-mail: fadeev_id@okbm.nnov.ru

Аксенов Андрей Александрович, технический директор, к.ф.-м.н.,

E-mail: andrey@tesis.com.ru

Жестков Максим Николаевич, ведущий инженер, к.ф.-м.н.,

E-mail: mzhestkov@flowvision.ru

Каширин Владимир Сергеевич, начальник отдела,

E-mail: kashirin@flowvision.ru

Сазонова Марина Леонидовна, начальник группы, к.ф.-м.н.,

E-mail: ms@flowvision.ru

Синицын Алексей Витальевич, заместитель начальника отдела, к.т.н.,

E-mail: sinityn@flowvision.ru

Ющенко Алексей Александрович, старший программист,

E-mail: ay@flowvision.ru

UDC 621.039.5:(532+536) 5H+621.039.513:621.039.526

Experience with Using the Coupled 1D-3D Thermal-Hydraulic Analysis to Simulate an Emergency Cooldown of a Sodium-Cooled Fast Reactor

Didenko D.V.¹, Anfimov A.M.¹, Nikanorov O.L.¹, Rogozhkin S.A.¹, Timin D.A.¹, Fadeev I.D.¹, Aksenov A.A.², Zhestkov M.N.², Kashirin V.S.², Sazonova M.L.², Sinitsyn A.V.², Yushchenko A.A.²

¹ Afrikantov OKBM JSC,

15 Burnakovskiy proyezd, 603074 Nizhny Novgorod, Russia

² TESIS LLC,

of. 705, 18 Unnatov St., 127083 Moscow, Russia

Abstract

A numerical study was performed of thermal-hydraulic processes in an advanced sodium-cooled fast reactor during an emergency cooldown. The simulation was performed with a coupled 1D-3D thermal-hydraulic analysis. The analysis uses FlowVision, a certified computational aero-fluid dynamics software package, and a 1D dynamic mathematical model of emergency heat removal system (EHRS) loops that is implemented in the SimInTech mathematical modeling environment. A 3D computer model has been developed for the reactor with a combined EHRS version – two channels with an autonomous heat exchanger (AHX) check valve and two channels without the AHX check valve. The model includes all the equipment main elements that take part in forming a coolant circulation path during the emergency cooldown. A mathematical model has been developed for the EHRS loops. The model describes thermal-hydraulic processes in a 1D approximation and takes into account time-dependent variations of parameters in EHRS loops. The 1D dynamic model of the EHRS loops is implemented in the SimInTech mathematical modeling environment and is connected to FlowVision via a network protocol. Through comparing calculated results with those calculated by the certified SOKRAT-BN/V2 computer program, it was verified that FlowVision coupled with the 1D mathematical model of EHRS loops can be used to calculate AHX parameters in a transient. The numerical simulation has been performed for a rated reactor operation mode and cooldown modes with four and two EHRS channels in action. The article presents a problem statement; a brief description of the coupled 1D-3D thermal-hydraulic analysis methodology for various reactor operation modes; for the 3D coolant flow, presented are numerical simulation results, which made it possible to assess the temperature level in different reactor regions and to confirm that paths of coolant natural circulation can form in the cooldown mode.

Keywords: computational study, 1D-3D thermal-hydraulic analysis, FlowVision, SimInTech, computer fluid dynamics, CFD, heat exchange, sodium-cooled fast reactor, reactor cooldown, emergency heat removal system, integrated layout, core.

For citation: Didenko D.V., Anfimov A.M., Nikanorov O.L., Rogozhkin S.A., Timin D.A., Fadeev I.D., Aksenov A.A., Zhestkov M.N., Kashirin V.S., Sazonova M.L., Sinitsyn A.V., Yushchenko A.A. Experience with Using The Coupled 1D-3D Thermal-Hydraulic Analysis to Simulate an Emergency Cooldown of a Sodium-Cooled Fast Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;3:62–79. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.3.05> (in Russian).

References

1. Attestation passport of the computer program BURAN. Registration number 559 from 27.06.2022 (in Russian).

2. Bolnov V.A., Bogdanova E.V., Malkin S.A. BURAN program validation based on experiments. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2022;4:176–184. EDN: AJVFGA (in Russian).

3. Attestation passport of the computer program SOKRAT-BN/V2 (Integrated code for the analysis of reactor plant BN modes. Version 2.0). Registration number 472 from 20.11.2019 (in Russian).

4. Chalyy R.V., Rtishchev N.A., Tarasov A.E. et al. SOCRAT-BN integral code for safety analyses of NPP with sodium cooled fast reactors: development and plant application (ID: CN245-281). International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), Yekaterinburg, Russia, 26-29 June 2017.

5. Attestation passport of the computer program EUCLID/V1.2 (Integrated code for safety assessment of liquid metal cooled fast reactor. Version 1.2). Registration number 462 from 30.05.2019 (in Russian).

6. Mosunova N.A. The EUCLID/V1 integrated code for safety assessment of liquid metal cooled fast reactors. Part 1: Basics models. *Thermal Engineering*. 2018;66(5):304–316. DOI: <https://doi.org/10.1134/S0040601518050063>

7. Alipchenkov V.M., Boldyrev A.V., Veprev D.P., Zeigarnik Y.A., Kolobaeva P.V., Moiseenko E.V., Mosunova N.A., Seleznev E.F., Strizhov V.F., Usov E.V., Osipov S.L., Gorbunov V.S., Afremov D.A., Semchenkov A.A. The EUCLID/V1 integrated code for safety assessment of liquid metal cooled fast reactors. Part 2: Validation and verification. *Thermal Engineering*. 2018;65(9):627–640. DOI: <https://doi.org/10.1134/S004036361809001X>

8. Attestation passport of the computer program FlowVision. Registration number 492 from 19.12.2019 (in Russian).

9. FlowVision User Guide. URL: <https://flowvision.ru/ru/support-menu-header-ru/download-ru/> (accessed Jun. 01, 2026) (in Russian).

10. Rogozhkin S.A., Osipov S.L., Fadeev I.D., Shepelev S.F., Aksenov A.A., Zhlukto S.V., Sazonova M.L., Shmelev V.V. Numerical modeling of thermohydraulic processes in the upper chamber of a fast reactor. *Atomic energy*. 2014;115(5):357–361. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-014-9796-1>

11. Rogozhkin S.A., Aksenov A.A., Zhlukto S.V., Osipov S.L., Fadeev I.D., Shaporenko E.V., Shepelev S.F., Shmelev V.V. Use of URANS approach for determination temperature fluctuations when mixing triple-jet sodium at different temperatures. *Computer research and modeling*. 2014;6(6):923–935. EDN: TCBXEP. DOI: <https://doi.org/10.20537/2076-7633-2014-6-6-923-935> (in Russian).

12. Aksenov A.A., Zhlukto S.V., Shmelev V.V., Shaporenko E.V., Shepelev S.F., Rogozhkin S.A., Krylov A.N. Numerical investigation of mixing non-isothermal streams of sodium coolant in T-branch. *Computer research and modeling*. 2017;9(1):95–110. DOI: <https://doi.org/10.20537/2076-7633-2017-9-95-110> (in Russian).

13. Kartashov B.A., Shabaev E.A., Kozlov O.S., Schekaturov A.M. *SimInTech Technical Systems Dynamic Simulation Environment: Workshop on Automatic Control Systems Simulation*. Moscow, DMK Press Publ., 2017, 424 p. ISBN 978-5-97060-482-3 (in Russian).

14. Baluev D.E., Gusev D.V., Meshkov S.I., Nikanorov O.L., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Rukhlin S.V., Shepelev S.F. Study of functional characteristics for safety system check valve using scaled model. *Nuclear energy and technology*. 2015;1:99–102. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.nucet.2015.11.020>

15. Baluev D.E., Nikanorov O.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. The experimental and design studies examinations on a check valve with a ball locking element. *Transactions of NNSTU n.a. R.E. Alekseev*. 2019;1:67–73. DOI: https://doi.org/10.46960/1816-210X_2019_1_67 (in Russian).

16. Baluev D.E., Didenko D.V., Nikanorov O.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. Studies of a check valve with a ball locking element as a part of the test facility. *Transactions of NNSTU n.a. R.E. Alekseev*. 2020;1:45–52. DOI: https://doi.org/10.46960/1816-210X_2020_1_45 (in Russian).
17. Didenko D.V., Nikanorov O.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F., Aksenov A.A., Zhestkov M.N., Shcheliaev A.E. Computational study of three-dimensional coolant flow in the sodium-cooled fast reactor during cooling through the inter-wrapper space of the core using the FlowVision computer program. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2022;3:235–245. EDN: COFFPF (in Russian).
18. Didenko D.V., Baluev D.E., Nikanorov O.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F., Aksenov A.A., Zhestkov M.N., Shchelyaev A.E. Development of a methodological approach for the computational investigation of the coolant flow in the process of the sodium cooled reactor cooldown. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2020;4:74–85. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2020.4.07> (in Russian).
19. Rogozhkin S.A., Aksenov A.A., Zhlyukto V.S., Osipov S.L., Sazonova M.L., Fadeev I.D., Shepelev S.F., Shmelev V.V. Development and verification of a turbulent heat transport model for sodium-based liquid metal coolants. *Computational Continuum Mechanics* 2014;7(3):306–316. DOI: <https://doi.org/10.7242/1999-6691/2014.7.3.30> (in Russian).
20. Kuznetsov I.A. Emergency and transient processes in fast reactors. Moscow, Energoatomizdat Publ., 1987, 176 p. (in Russian).
21. Mitenkov F.M., Motorov B.I. Non-stationary modes of ship nuclear steam generating plants. Leningrad, Sudostroenie Publ., 1970, 200 p. (in Russian).
22. Anfimov A.M., Kuznetsov D.V. Analysis of a BN reactor plant heat removal accident and measures to manage it. *Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants*. 2024;1:92–100. EDN: EYFVUE (in Russian).
23. Anfimov A.M., Kirilov I.N., Kuznetsov D.V., Rogozhkin S.A. The development of the computational model of a fast neutron reactor with a system for heat removal through the fuel assembly interwrapper space. *Transactions of NNSTU n.a. R.E. Alekseev* 2021;3:49–56. DOI: https://doi.org/10.46960/1816-210X_2021_3_49 (in Russian).

Authors

Denis V. Didenko, Design Engineer,

E-mail: didenko@okbm.nnov.ru

Artem M. Anfimov, Deputy Head of the Department,

E-mail: anfimov@okbm.nnov.ru

Oleg L. Nikanorov, Head of Group, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: nikanorov@okbm.nnov.ru

Sergey A. Rogozhkin, Chief Designer of BN Reactor Plants, Cand.Sci. (Engineering),

E-mail: rogozhkin@okbm.nnov.ru

Dmitry A. Timin, Design Engineer,

E-mail: timin_da@okbm.nnov.ru

Ilya D. Fadeev, Head of the Department, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: fadeev_id@okbm.nnov.ru

Andrey A. Aksenov, Technical Director, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: andrey@tesis.com.ru

Maksim N. Zhestkov, Lead Engineer, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: mzhestkov@flowvision.ru

Vladimir S. Kashirin, Head of the Department,

E-mail: kashirin@flowvision.ru

Marina L. Sazonova, Head of Group, Cand. Sci. (Phys.-Math.),

E-mail: ms@flowvision.ru

Aleksey V. Sinitsyn, Deputy Head of the Department, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: sinitsyn@flowvision.ru

Aleksey A. Yushchenko, Senior Programmer,

E-mail: ay@flowvision.ru