



РАСЧЁТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПО ПРОГРАММЕ ДЛЯ ЭВМ FLOWVISION ТРЁХМЕРНОГО ТЕЧЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В РЕАКТОРЕ БН ПРИ РАСХОЛАЖИВАНИИ ЧЕРЕЗ МЕЖПАКЕТНОЕ ПРОСТРАНСТВО АКТИВНОЙ ЗОНЫ

Диденко Д.В.¹, Никаноров О.Л.¹, Рогожкин С.А.¹, Шепелев С.Ф.¹, Аксенов А.А.²,
Жестков М.Н.², Щеляев А.Е.²

¹ АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова»,
Нижний Новгород, Россия

² Общество с ограниченной ответственностью «ТЕСИС», Москва, Россия

Аннотация

Выполнено расчётное исследование по программе для ЭВМ FlowVision трёхмерного течения теплоносителя в реакторе на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем при расхолаживании через межпакетное пространство активной зоны.

Разработаны методический подход и расчётная модель на базе программы для ЭВМ FlowVision, которые позволяют с помощью обоснованных упрощений с приемлемой точностью выполнять исследования характеристик трёхмерного течения теплоносителя в реакторе. Моделирование процесса расхолаживания выполнено с учётом тепловой инерции промежуточных теплообменников. Работа автономных теплообменников, обеспечивающих основной отвод тепла при расхолаживании, моделировалась при помощи одномерной математической модели, выполненной в виде программного модуля, который подключался к FlowVision. В подключаемом программном модуле осуществлялся расчёт промежуточного и воздушного контуров системы аварийного отвода тепла.

Расчётные исследования выполнены для номинального режима работы реактора и режима расхолаживания. Результаты, полученные для номинального режима, использованы в качестве начального состояния для последующего режима расхолаживания реактора.

В статье представлены постановка задачи, краткое описание расчётной модели, расчётных режимов, а также результаты численного моделирования трёхмерного течения теплоносителя в реакторе, которые позволили оценить уровень температур в различных участках реактора и проследить процесс формирования характерных трактов циркуляции теплоносителя на протяжении всего процесса расхолаживания.

Ключевые слова

расчётное исследование, FlowVision, вычислительная гидродинамика, CFD, теплообмен, быстрый натриевый реактор, расхолаживание реактора, межпакетное пространство, система аварийного отвода тепла, расчётная модель, интегральная компоновка, активная зона

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 рассматриваются два варианта исполнения САОТ. Проектный вариант расхолаживания РУ БН предусматривает отвод тепла от активной зоны посредством циркуляции теплоносителя через автономные теплообменники (АТО) с обратными клапанами (ОК) и подводящие

Диденко Д.В.* — инженер-конструктор, Никаноров О.Л. — начальник бюро, кандидат технических наук; Рогожкин С.А. — начальник отдела, кандидат технических наук; Шепелев С.Ф. — главный конструктор РУ БН, кандидат технических наук, АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова»; Аксенов А.А. — технический директор, кандидат физико-математических наук; Жестков М.Н. — специалист центра технической поддержки, Щеляев А.Е. — заместитель директора по проектам и продажам, Общество с ограниченной ответственностью «ТЕСИС».

* Контакты: 603074, Нижегородская обл., Нижний Новгород, Бураковский проезд, 15. Тел.: (831) 246-94-31; e-mail: didenko@okbm.nnov.ru.

трубопроводы, соединяющие АТО и напорную камеру реактора. Альтернативный вариант расхолаживания заключается в создании контура циркуляции, при котором охлаждённый в АТО теплоноситель первого контура омывает тепловыделяющие сборки (ТВС) снаружи, в так называемом межпакетном пространстве, отводя остаточные тепловыделения через их чехлы.

Схемы циркуляции теплоносителя для проектного и альтернативного вариантов расхолаживания реактора БН представлены на рисунке 1.

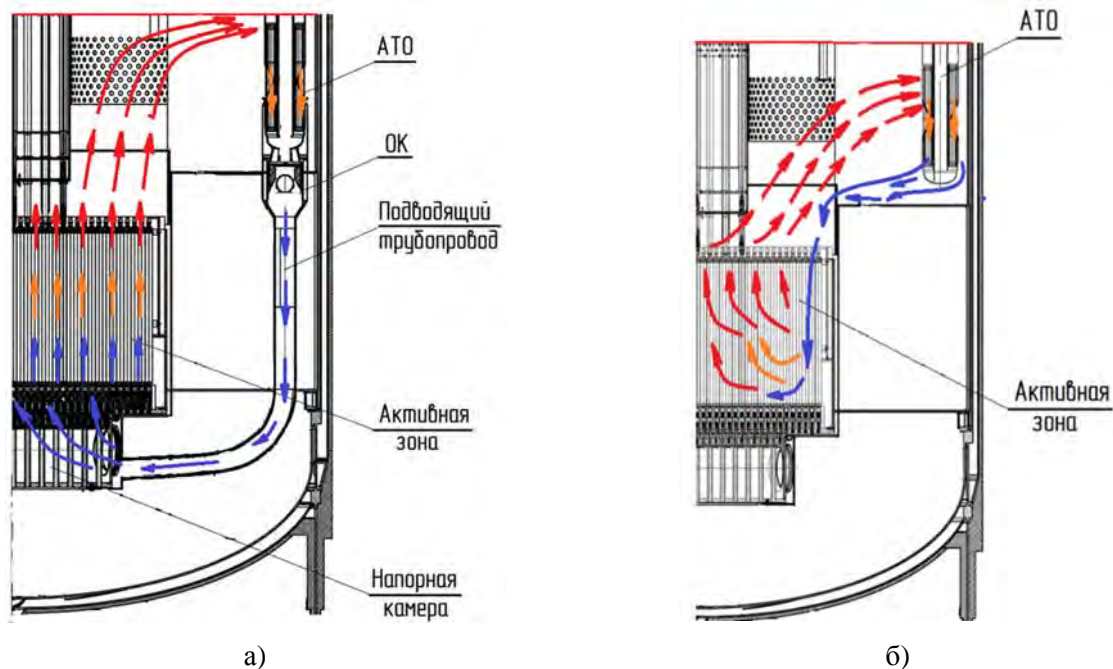


Рис. 1. Схемы циркуляции теплоносителя для проектного (а) и альтернативного (б) вариантов расхолаживания реактора БН

Для обоснования проектного варианта расхолаживания реактора выполнены расчётно-экспериментальные исследования конструкции ОК АТО [1—4] и САОТ в целом [5—6]. По результатам исследований можно сделать выводы о преимуществах и недостатках расхолаживания через ОК АТО.

Использование альтернативного варианта расхолаживания реактора через межпакетное пространство активной зоны призвано улучшить его технико-экономические характеристики за счёт исключения из его конструкции таких металлоёмких элементов, как ОК и подводящие трубопроводы АТО. В то же время данный вариант требует дополнительного обоснования эффективности и безопасности отвода тепла от активной зоны жидкометаллическим теплоносителем.

Методический подход и расчётная модель

Для определения характеристик тепломассопереноса и картины течения теплоносителя первого контура в реакторе при расхолаживании через межпакетное пространство активной зоны необходимо выполнить теплогидравлические расчёты течения в трёхмерной постановке.

Основные сложности, возникающие при решении данной задачи, связаны с особенностями интегральной компоновки оборудования первого контура реактора, особыми условиями теплообмена в жидкометаллическом теплоносителе, а также моделированием активной зоны и теплообменного оборудования первого контура, в состав которых входит большое количество отдельных конструктивных элементов. Таким образом, требуется создание методического подхода, который бы позволял с помощью обоснованных упрощений и использования специальных моделей с приемлемой точностью выполнять расчёты теплогидравлических процессов, происходящих в РУ БН [7].

Для разработки методического подхода для расчётного исследования течения теплоносителя в процессе расхолаживания реактора с натриевым теплоносителем выбрана российская программа для ЭВМ FlowVision, являющаяся программным комплексом вычислительной гидродинамики (Computational Fluid Dynamics, CFD). Выбор программы для ЭВМ FlowVision обосновывается реализацией в ней модели LMS для расчёта турбулентного теплопереноса в натриевом теплоносителе [8], а также модели пористого каркаса, которая позволяет рассчитывать теплопередачу в теплообменном

оборудовании. Программа для ЭВМ FlowVision аттестована для моделирования теплогидравлических процессов, происходящих при течении натриевого теплоносителя в РУ БН [9].

Для расчётного исследования по программе для ЭВМ FlowVision разработана трёхмерная геометрическая модель бака реактора. Модель представляет собой реальную конструкцию всех четырёх петель теплообмена реактора и включает в себя все основные элементы и оборудование, участвующее в образовании тракта циркуляции теплоносителя через активную зону при аварийном расхолаживании: активную зону (ТВС с межпакетным пространством), напорную камеру, четыре промежуточных теплообменника (ПТО), четыре АТО без ОК и четыре главных циркуляционных насоса (ГЦН) с напорными трубопроводами. На каждую петлю приходится один канал САОТ. Половина трёхмерной геометрической модели реактора БН представлена на рисунке 2.

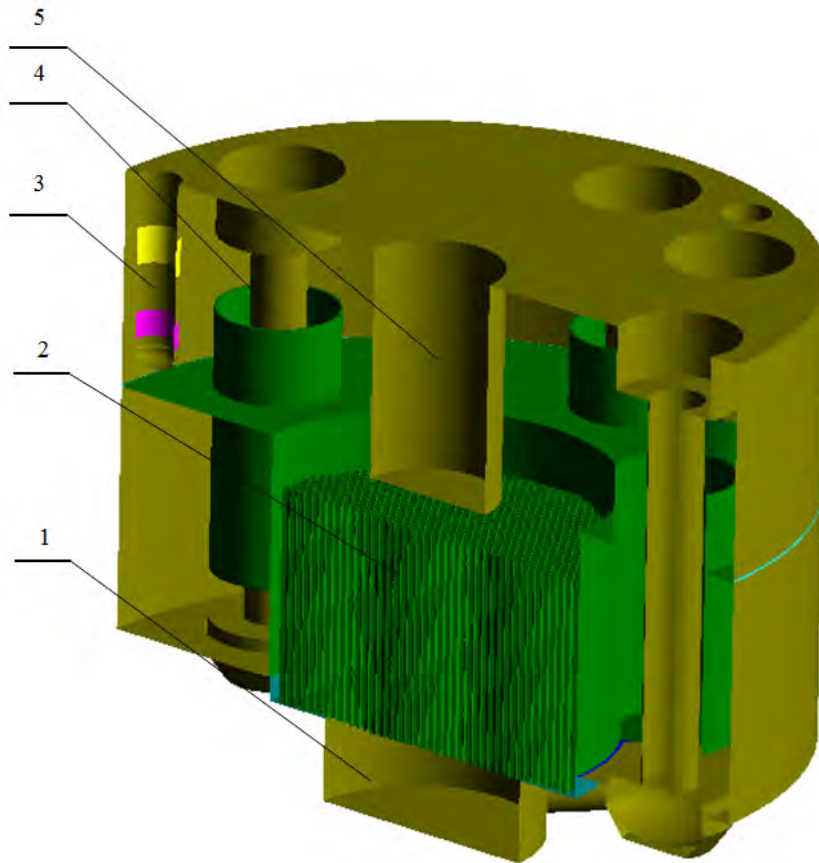


Рис. 2. Геометрическая трёхмерная модель реактора БН

1 — напорная камера; 2 — активная зона; 3 — АТО; 4 — ПТО; 5 — центральная поворотная колонна

Характерные размеры основных конструктивных элементов (ТВС с межпакетным пространством, АТО, ПТО, ГЦН) меньше размеров основной части конструкции. Разрешение течений в них требует уменьшения размеров расчётных ячеек, что приводит к значительному увеличению расчётной сетки и, соответственно, необходимости использования для расчёта высокопроизводительных вычислительных ресурсов. Для оптимизации времени и затрачиваемых вычислительных ресурсов, а также корректного моделирования течения теплоносителя в элементах реактора применяется модель зазора FlowVision [10], которая позволяет решать задачи течения жидкости в узких, по сравнению с основной геометрией, каналах без дополнительного измельчения расчётной сетки. Модель зазора предполагает, что в узком канале имеет место установившееся плоское течение, для которого известны силы сопротивления в зависимости от числа Рейнольдса.

Для упрощения расчётной модели реактора ТВС активной зоны были представлены в виде шестигранных элементов, в которых моделировались гидравлическое сопротивление и подогрев теплоносителя. Предполагается, что сопротивление равномерно распределено по всей высоте сборки, а энерговыделение сосредоточено в пределах тепловыделяющей (активной) части (рис. 3а). В модели ТВС присутствует металлический корпус в виде шестигранной трубы, на котором поставлены условия сопряжения с окружающим сборку теплоносителем и с теплоносителем, заполняющим объём ТВС.

При моделировании активной зоны учтены зоны гидравлического профилирования (ГП) — восемь зон ГП в области размещения основных (центральных) ТВС, четыре зоны ГП в сборках боковой зоны воспроизводства (БЗВ), зона ГП со сборками боковой защиты (стальной и борной) и зона ГП с отработавшими ТВС во внутриреакторном хранилище (ВРХ). Зоны ГП характеризуются различными значениями энерговыделений и расхода теплоносителя.

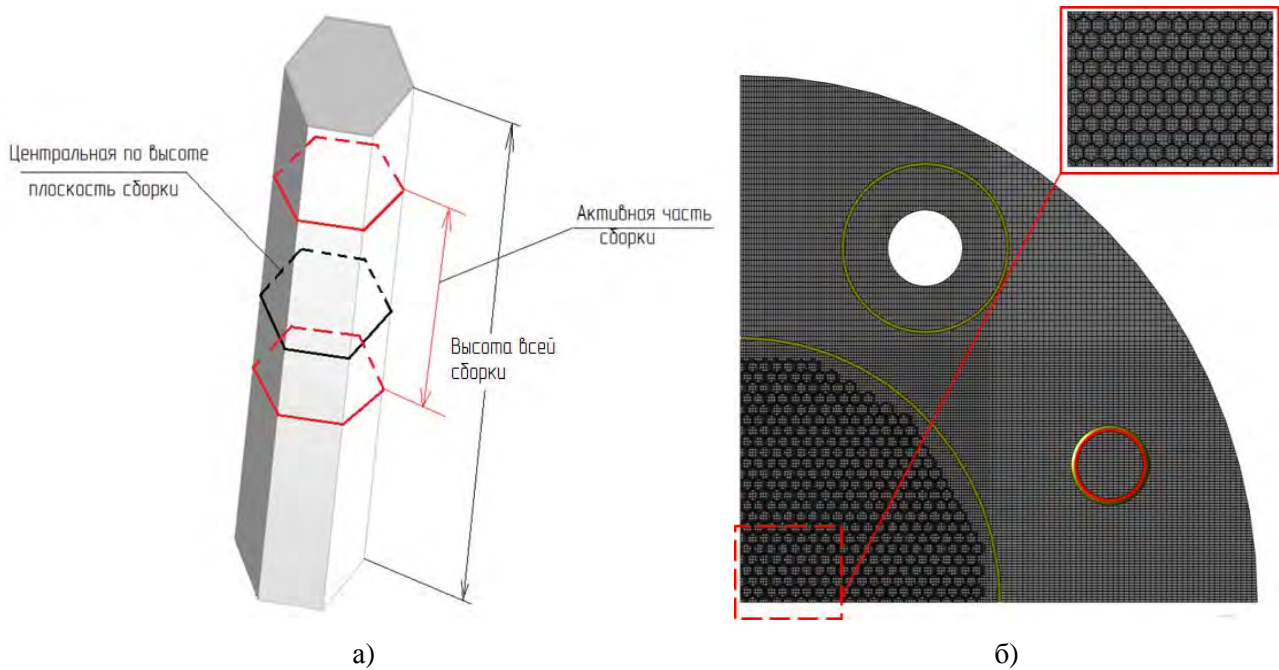


Рис. 3. Расчётная модель ТВС активной зоны (а) и начальная расчётная сетка, вид сверху (б)

Моделирование теплообмена в ПТО выполняется с использованием кольцевого канала, в котором задаются гидравлическое сопротивление и отвод тепла. В процессе расхолаживания учитывается тепловая инерция металлоконструкций ПТО и теплоносителя второго контура.

Моделирование работы АТО в номинальном режиме и в режиме расхолаживания осуществляется при помощи двух связанных между собой граничных условий, которые определены на входе и выходе области теплообмена в АТО. Связь данных граничных условий осуществляется с помощью специальной одномерной математической модели, которая позволяет получить параметры теплообменного оборудования промежуточного и воздушного контуров САОТ. Одномерная математическая модель реализована в виде программного модуля, подключаемого к программе для ЭВМ FlowVision. Исходные данные, которые представляют собой осреднённые по поверхности входа в область теплообмена АТО температур и расходов теплоносителя первого контура, программный модуль получает из расчёта трёхмерного течения теплоносителя в баке реактора. Результаты, полученные из расчёта по программному модулю, являются исходными данными, задаваемыми на границе входа в АТО. Обмен данными между трёхмерной и одномерной моделями происходит на каждом расчётном шаге.

Течение теплоносителя и теплообмен в проточной части реактора в программе для ЭВМ FlowVision описывались с помощью модели турбулентного переноса несжимаемой жидкости с учетом сопряженного теплообмена. В качестве границ расчётной модели проточной части реактора с точки зрения задания условий входа и выхода теплоносителя принимаются сечения ГЦН в области напорного трубопровода. На входе в модель задаются нормальная составляющая массовой скорости течения теплоносителя, его температура, а также начальная степень турбулизации потока. На выходе из расчётной области задаётся условие свободного выхода, которое характеризуется нулевым значением статического давления.

В расчётном исследовании использовалась неравномерная начальная сетка, сгущенная к области ТВС. Для более детального моделирования течения теплоносителя начальная сетка была дополнительно локально измельчена (адаптирована) в области стенок ТВС (рисунок 3б). Количество расчётных ячеек в модели составило около 28,4 млн.

Расчётные режимы

Расчётные исследования по программе для ЭВМ FlowVision выполнены для следующих определяющих основных состояния САОТ режимов:

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

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. Результаты, полученные для номинального режима, такие как распределения скоростей, давления, турбулентных характеристик и температуры, используются в качестве начального состояния для расчёта последующего режима расхолаживания реактора.

В нестационарном режиме расхолаживания реактора через САОТ происходит постепенное снижение расхода теплоносителя через ГЦН до нулевого значения и спад мощности остаточных энерговыделений в ТВС активной зоны. В данном режиме предполагается переход от принудительной циркуляции теплоносителя первого контура к образованию трактов естественной циркуляции (ЕЦ), соединяющих активную зону и АТО. Также предполагается формирование дополнительных трактов циркуляции внутри активной зоны и её межпакетного пространства. В данном режиме принимается, что все секции входных шиберов воздушных теплообменников САОТ постоянно открыты.

Результаты расчётов

Сравнение результатов расчёта номинального режима работы реактора, необходимых для начала расчёта режима расхолаживания, полученных численным моделированием по программе для ЭВМ FlowVision, с проектными данными, подтвердило, что разработанная расчётная модель даёт хорошее соответствие получаемых результатов данным проекта. Отклонение среднего значения подгрева теплоносителя в активной зоне от проектного значения, полученное в расчёте, не превышает 3 %, а погрешность значения среднего перепада давления в активной зоне составляет не более 7,4 %. Основной тракт циркуляции натриевого теплоносителя в номинальном режиме работы реактора реализуется по направлению ГЦН — напорная камера — активная зона — ПТО — ГЦН. Температура теплоносителя первого контура максимальна на выходе из активной зоны. На рисунке 4 представлено распределение температуры в баке реактора в плоскости ПТО для номинального режима работы. Значение температуры теплоносителя приведено относительно его максимальной температуры в данной контрольной плоскости.

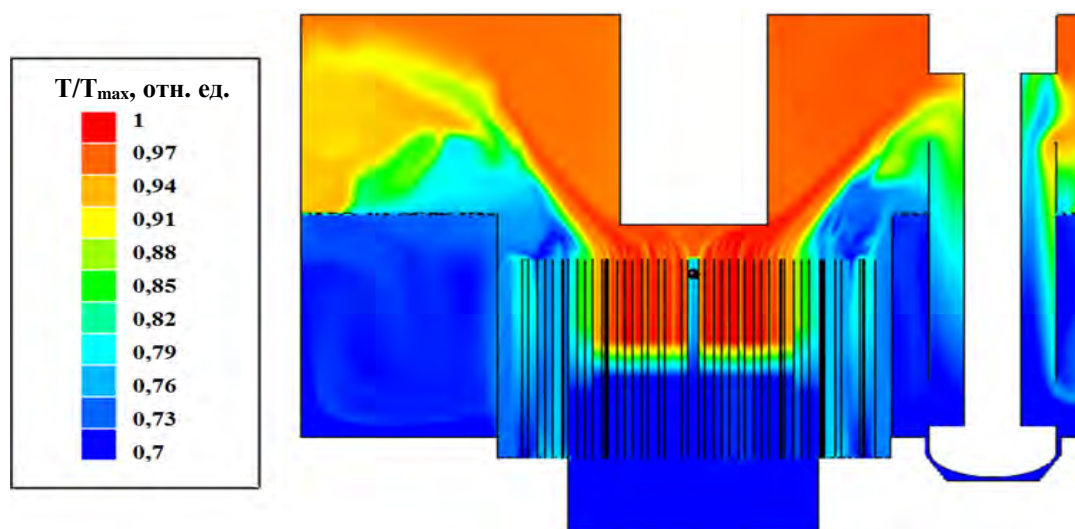


Рис. 4. Распределение температуры в баке реактора в плоскости ПТО для номинального режима работы

Для анализа результатов расчёта трёхмерного течения теплоносителя и теплообмена в баке реактора в процессе его расхолаживания, а также работы САОТ были выбраны основные контрольные параметры, к которым относятся:

- расход теплоносителя первого контура через ТВС всех зон ГП, межпакетное пространство активной зоны, ПТО, АТО;
- температура теплоносителя первого контура на входе и выходе ТВС всех зон ГП, 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 остаточных тепловыделений в активной зоне в режиме расхолаживания реактора через САОТ при срабатывании аварийной защиты изменяется от 100 % до 0,9 % от номинальной примерно за 4 ч процесса расхолаживания. Расход теплоносителя первого контура через ГЦН в этом режиме спадает от номинального значения до нулевого за 150 с. Таким образом, за промежуток времени 4 ч можно проследить переход от принудительной циркуляции теплоносителя первого контура к образованию его устойчивых трактов естественной циркуляции в баке реактора.

Результаты расчёта основных параметров течения теплоносителя первого контура и теплообмена в активной зоне в процессе расхолаживания реактора через межпакетное пространство представлены на рисунке 5. Значения расхода указаны относительно максимального расхода теплоносителя первого контура через активную зону. Значения температуры теплоносителя первого контура указаны относительно предела безопасной эксплуатации (ПБЭ) по температуре оболочки твэлов.

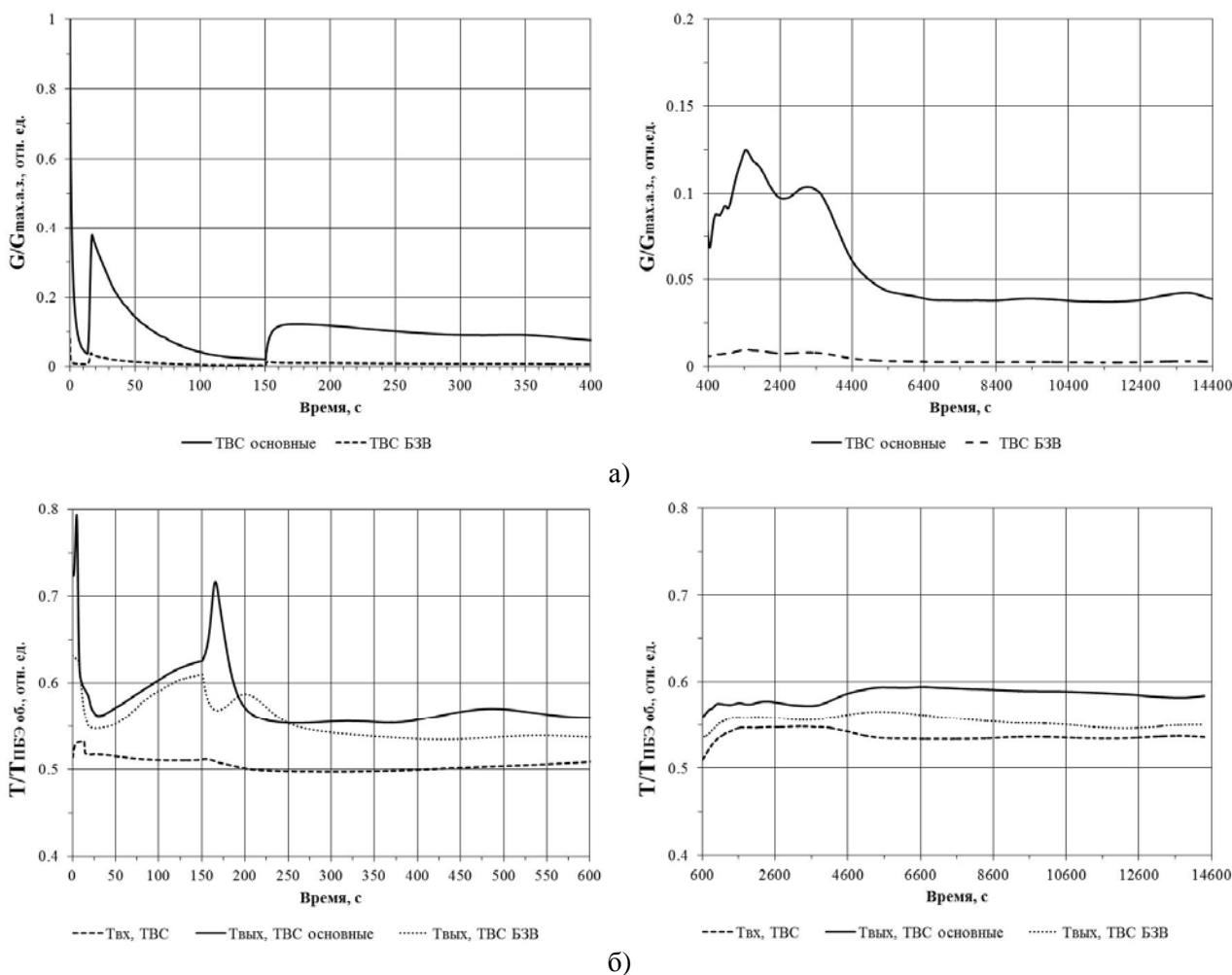


Рис. 5. Изменение во времени массового расхода теплоносителя первого контура через ТВС центрального массива (основные) и через ТВС БЗВ (а) и изменение во времени температуры теплоносителя первого контура на входе и выходе основных ТВС и ТВС БЗВ (б)

Как видно из графиков, при снижении расхода теплоносителя через ТВС активной зоны максимальная температура теплоносителя не достигает ПБЭ по температуре оболочки твэлов. После выбега ГЦН температура теплоносителя в ТВС активной зоны незначительно повышается, и далее начинается процесс расхолаживания реактора.

Картина течения в контрольной плоскости с АТО в момент времени, соответствующий 4 ч после начала процесса расхолаживания реактора, представлена на рисунке 6. Значения температуры и скорости теплоносителя приведены относительно его максимальной температуры и скорости в данной контрольной плоскости.

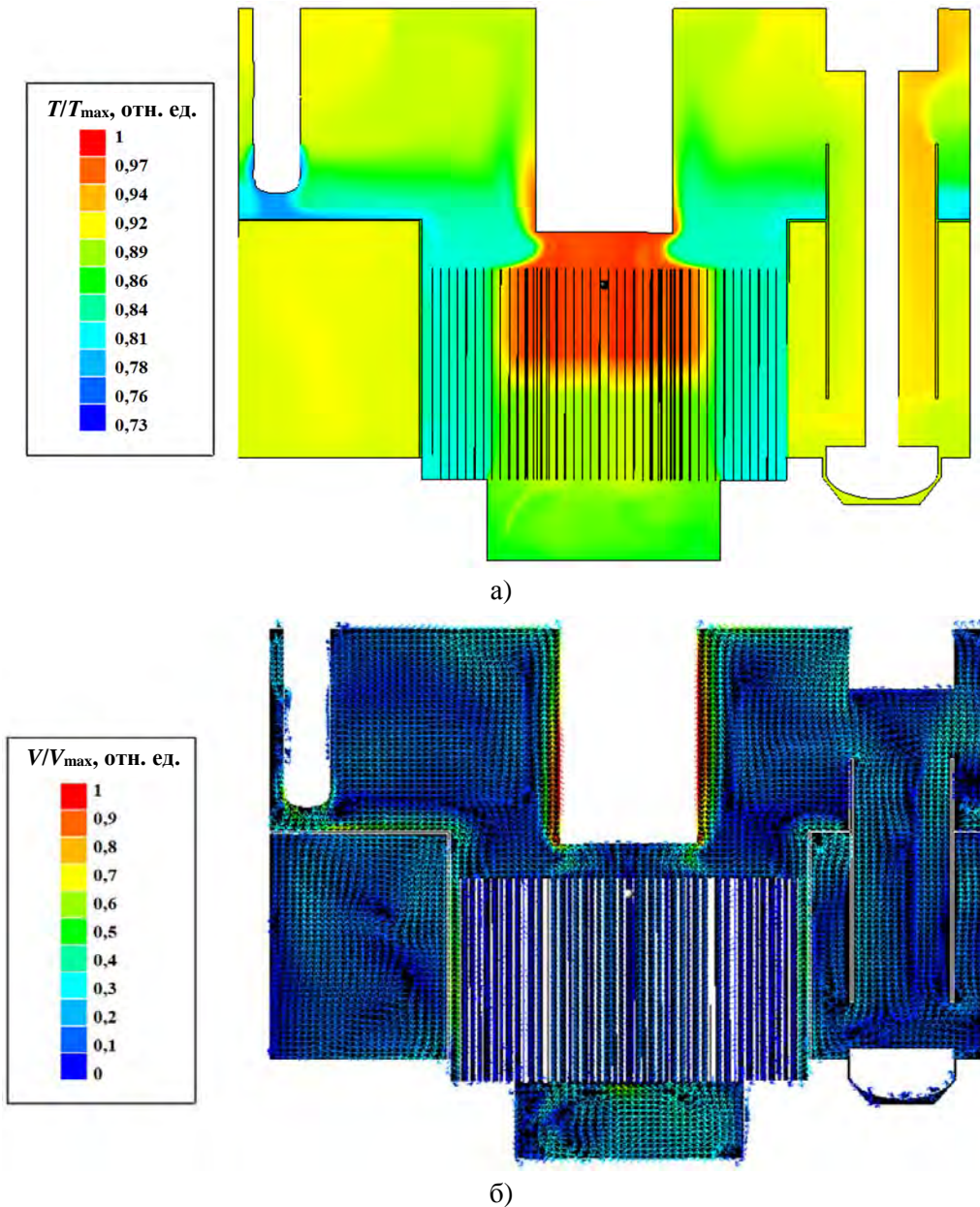


Рис. 6. Распределение температуры (а) и скорости (б) теплоносителя в плоскости АТО через 4 ч после начала процесса расхолаживания реактора

К моменту времени 4 ч после начала расхолаживания в баке реактора организуются устойчивые контуры естественной циркуляции теплоносителя:

– контур АТО — периферийные сборки (сборки ВРХ, сборки стальной (ССЗ) и борной защиты (СБЗ)) — межпакетное пространство. Теплоноситель, нагреваясь в активной зоне, поднимается вдоль центральной поворотной колонны (ЦПК), поворачивает на 90° и движется вдоль свободной границы натрий-аргон к входам в АТО и ПТО. Охлаждаясь в АТО, теплоноситель опускается 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.

– контур ПТО — ГЦН — напорная камера — активная зона (основные ТВС и ТВС БЗВ) — верхняя камера — ПТО. Поток теплоносителя, нагреваясь в сборках, поступает к ЦПК, где смешивается с потоком теплоносителя, проходящим через межпакетное пространство.

Через 4 ч после начала расхолаживания температура теплоносителя первого контура в баке реактора значительно ниже, чем в начале процесса расхолаживания. Максимальные температуры теплоносителя реализуются в верхней камере.

На рисунке 7 представлено распределение подъёмных и опускных участков в активной зоне реактора при его расхолаживании. На рисунке красным цветом показаны области с подъёмным потоком, а синим — с опускным.

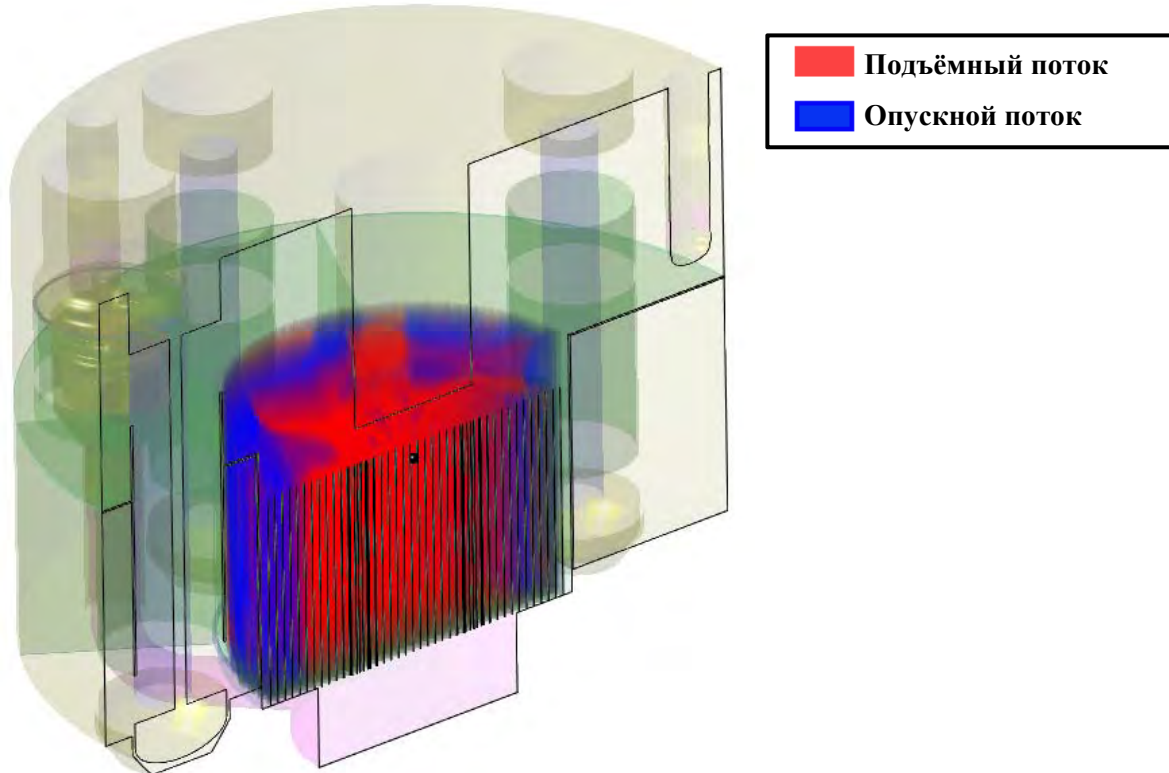


Рис. 7. Распределение подъёмных и опускных потоков теплоносителя в области активной зоны реактора

Подъёмные потоки теплоносителя наблюдаются во всех центральных сборках (основные ТВС, БЗВ) вплоть до СБЗ, а также в межпакетном пространстве между ними. Опускные участки наблюдаются преимущественно вблизи периферийных сборок (СБЗ, ССЗ, ВРХ) на протяжении всей высоты активной зоны. Холодный поток теплоносителя двигается от выходов из АТО вдоль верхней опорной плиты в активную зону в сборки СБЗ и ВРХ, расположенные ближе к центру активной зоны, и межпакетное пространство между ними. В зазорах между СБЗ, расположенных около обечайки активной зоны, и в самих сборках наблюдаются области восходящих потоков. Таким образом, образуется вытянутая вихревая зона в области СБЗ и ВРХ на периферии активной зоны. При этом стоит заметить, что наблюдаются четыре таких области, которые располагаются строго в направлении четырёх АТО от центра реактора. На противоположных от АТО сторонах обечайки активной зоны вихревых областей нет, поток натрия двигается вниз вдоль обечайки и всех сборок СБЗ и ВРХ.

Заключение

Выполнено расчётное исследование по программе для ЭВМ FlowVision трёхмерного течения теплоносителя в реакторе на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем при расхолаживании через межпакетное пространство активной зоны.

Приведено краткое описание постановки задачи, методики численного моделирования процесса расхолаживания реактора через межпакетное пространство. Разработана трёхмерная модель реактора, включающая все основные его элементы и оборудование, участвующее в образовании тракта

циркуляции теплоносителя через активную зону при аварийном расхолаживании (активная зона, ГЦН-1, ПТО, напорная камера, АТО). Разработан программный модуль, который включает в себя одномерную математическую модель, описывающую теплообмен в промежуточном и воздушном контурах САОТ. Реализовано взаимодействие трёхмерной расчётной модели проточной части бака реактора и одномерной модели контуров САОТ, посредством подключения программного модуля к программе для ЭВМ FlowVision и последующим обменом расчётными данными.

Расчётные исследования выполнены для номинального режима работы реактора и режима расхолаживания. Результаты, полученные для номинального режима, использованы в качестве начального состояния для режима расхолаживания реактора.

По результатам расчётного исследования была выполнена оценка уровня температуры в различных участках реактора и показан процесс формирования характерных трактов циркуляции теплоносителя в процессе расхолаживания. Максимальная температура теплоносителя не достигает ПБЭ по температуре оболочки твэлов. В процессе расхолаживания реактора образуются устойчивые тракты ЕЦ в баке реактора, которые включают ТВС активной зоны с межпакетным пространством, напорную камеру, АТО и ПТО.

Полученные результаты расчётного исследования планируется использовать при сравнительном анализе эффективности вариантов расхолаживания реактора через межпакетное пространство и с помощью обратных клапанов АТО.

Список литературы

1. Балугев Д.Е., Гайдукова Е.В., Никаноров О.Л., Осипов С.Л., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф. Обоснование комплекса расчётно-экспериментальных исследований обратного клапана. *Научно-технический семинар «Проблемы применения и верификации CFD кодов в атомной энергетике»: Сборник тезисов*. Нижний Новгород, 2012, с. 53—54.
2. 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, с. 103—110.
3. Балугев Д.Е., Никаноров О.Л., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф. Экспериментальные и расчётные исследования обратного клапана с шаровым запирающим элементом. *Труды НГТУ*, 2019, т. 1 (124), с. 67—73.
4. Балугев Д.Е., Диденко Д.В., Никаноров О.Л., Рогожкин С.А., Шепелев С.Ф. Исследования шарового обратного клапана в составе стенда. *Труды НГТУ*, 2020, т. 1 (128), с. 45—52.
5. Pakholkov V.V., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. Validation of the CFD Model for the Study of Natural Circulation in Sodium-Cooled Fast Reactors. *Computational Fluid Dynamics for Nuclear Reactor Safety (CFD4NRS-8)*, 2020, Paris, France.
6. Pakholkov V.V., Anfimov A.M., Baluev D.E., Nikanorov O.L., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Rukhlin S.V., Shepelev S.F. Integrated R&D to validate innovative emergency heat removal system for BN-1200 reactor. *International conference on fast reactors and related fuel cycles: next generation nuclear systems for sustainable development (FR-17)*. Yekaterinburg, Russian Federation, 2017, Paper IAEA-CN245-416.
7. Didenko D.V., Baluev D.Ye., Nikanorov O.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F., Aksenov A.A., Zhestkov M.N., Shchelyaev A.Ye. Development of a methodological approach for the computational investigation of the coolant flow in the process of the sodium cooled reactor cooldown. *Nuclear Energy and Technology*, vol. 7(1), pp. 61—66. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.7.65442>.
8. 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 жидкометаллического натриевого теплоносителя и её верификация. *Вычислительная механика сплошных сред*, 2014, т. 7, № 3, с. 306—316. ISSN 1999-66913.
9. *Программа для ЭВМ FlowVision*. Аттестационный паспорт № 492 от 19.12.2019.
10. Ozturk U., Soğancı S., Akimov V., Tutkun M., Aksenov A. Validation of FlowVision CFD on ICCS2015 Test Case: Application of Gap Model and SGGR for Leakage Flow Prediction in a Dry Screw Compressor. *IOP Conference Series: Materials Science and Engineering*, 2019, vol. 604(012010). DOI: <https://doi.org/10.1088/1757-899X/604/1/012010>.

Статья поступила в редакцию 15 апреля 2022



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

Didenko D.V.¹, Nikanorov O.L.¹, Rogozhkin S.A.¹, Shepelev S.F.¹,
Aksenov A.A.², Zhestkov M.N.², Shcheliaev A.E.²

¹ Afrikantov Experimental Design Bureau for Mechanical Engineering, Nizhny Novgorod, Russia

² TESIS Ltd, Moscow, Russia

Abstract

A computational study of three-dimensional coolant flow in the sodium-cooled fast reactor during cooling through the inter-wrapper space of the core was performed using the FlowVision computer program.

Based on the FlowVision computer program, a methodical approach and a computer model were developed that allow studying the characteristics of three-dimensional coolant flow in the reactor with an acceptable accuracy using proved simplifications. The cooling process was simulated taking into account the thermal inertia of intermediate heat exchangers. The operation of autonomous heat exchangers ensuring the main heat removal during cooling was simulated using a one-dimensional mathematical model executed in the form of the program module which was connected to FlowVision. In the connected program module calculation of intermediate and air circuit of system of emergency heat removal was carried out.

Computational studies were performed for the reactor rated operation mode and cooling mode. The results obtained for the rated mode were used as the initial state for further reactor cooling mode.

The article presents the task definition, brief description of computer model and computational modes as well as the results of numerical simulation of three-dimensional coolant flow in the reactor which allowed assessing the level of temperatures in different reactor segments and tracing the process of formation of characteristic coolant circulation paths during the entire cooling process.

Keywords

computational study, FlowVision, computational fluid dynamics, CFD, heat exchange, sodium-cooled fast reactor, reactor cooling, inter-wrapper space, emergency heat removal system, computer model, integral layout, reactor core

References

1. Baluev D.E., Gaidukova E.V., Nikanorov O.L., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. Obosnovanie kompleksa raschetno-eksperimental'nykh issledovaniy obratnogo klapana [Justification of the complex of computational and experimental studies of the check valve]. *Nauchno-tehnicheskii seminar "Problemy primeneniya i verifikatsii CFD kodov v atomnoy energetike". Sbornik tezisov* [Proc. of the Scientific and Technical Seminar "Problems of Application and Verification of CFD Codes in the Nuclear Industry"]. Nizhny Novgorod, 2012, pp. 53—54.
2. Baluev D.E., Gusev D.V., Meshkov S.I., Nikanorov O.L., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Rukhlin S.V., Shepelev S.F. Issledovanie funktsional'nykh kharakteristik obratnogo klapana sistemy bezopasnosti na masshtabnoy modeli [Study of functional characteristics for safety system check valve using scaled model]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 1, pp. 103—110. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2015.1.11>.

Didenko D.V.* — Design Engineer; Nikanorov O.L. — Head of Design Group, Cand. Sci. (Tech.); Rogozhkin S.A. — Head of Department, Cand. Sci. (Tech.); Shepelev S.F. — Chief Designer of BN Reactor Plants, Cand. Sci. (Tech.), Afrikantov Experimental Design Bureau for Mechanical Engineering; Aksenov A.A. — Technical Director, Cand. Sci. (Phys. and Math.); Zhestkov M.N. — Technical Support Center Specialist; Shcheliaev A.E. — Deputy Director for Projects and Sales, TESIS LTD.

* Contacts: 15, Burnakovskiy proezd, Nizhny Novgorod, Russia, 603074. Tel.: +7 (831) 246-94-31; e-mail: didenko@okbm.nnov.ru.

3. Baluev D.E., Nikanorov O.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. Eksperimentalnye i raschetnye issledovaniya obratnogo klapana s sharovym zaprayushchim elementom [Experimental and computational studies of a check valve with a ball locking element]. *Trudy NGTU — Proc. of NNSTU*, 2019, vol. 1 (124), pp. 67—73.
4. Baluev D.E., Didenko D.V., Nikanorov O.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. Issledovaniya sharovogo obratnogo klapana v sostave stenda [Researches of the spherical check valve as a part of the stand]. *Trudy NGTU — Proc. of NNSTU*, 2020, vol. 1 (128), pp. 45—52.
5. Pakholkov V.V., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F. Validation of the CFD Model for the Study of Natural Circulation in Sodium-Cooled Fast Reactors. *Computational Fluid Dynamics for Nuclear Reactor Safety (CFD4NRS-8)*, 2020, Paris, France.
6. Pakholkov V.V., Anfimov A.M., Baluev D.E., Nikanorov O.L., Osipov S.L., Rogozhkin S.A., Rukhlin S.V., Shepelev S.F. Integrated R&D to validate innovative emergency heat removal system for BN-1200 reactor. *International conference on fast reactors and related fuel cycles: next generation nuclear systems for sustainable development (FR-17)*. Yekaterinburg, Russian Federation, 2017, Paper IAEA-CN245-416.
7. Didenko D.V., Baluev D.Ye., Nikanorov O.L., Rogozhkin S.A., Shepelev S.F., Aksenov A.A., Zhestkov M.N., Shchelyaev A.Ye. Development of a methodological approach for the computational investigation of the coolant flow in the process of the sodium cooled reactor cooldown. *Nuclear Energy and Technology*, vol. 7(1), pp. 61—66. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.7.65442>.
8. Rogozhkin S.A., Aksenov A.A., Zhlukto V.V., Osipov S.L., Sazonova M.L., Fadeev I.D., Shepelev S.F., Shmelev V.V. Razrabotka modeli turbulentnogo teploperenosa dlya zhidkometallicheskogo natrievogo teplonositelya i ego verifikatsiya [Development of a turbulent heat transfer model for a liquid-metal sodium coolant and its verification]. *Vychislitel'naya mehanika sploshnyh sred — Computational Continuum Mechanics*, 2014, vol. 7, no. 3, pp. 306—316.
9. *Programma dlya EVM FlowVision* [Computer program FlowVision]. Attestation passport. Registration No. 492 from 19.12.2019.
10. Ozturk U., Soğancı S., Akimov V., Tutkun M., Aksenov A. Validation of FlowVision CFD on ICCS2015 Test Case: Application of Gap Model and SGGR for Leakage Flow Prediction in a Dry Screw Compressor. *IOP Conference Series: Materials Science and Engineering*, 2019, vol. 604(012010). DOI: <https://doi.org/10.1088/1757-899X/604/1/012010>.