

ISSN 1561-8358 (Print)

ISSN 2524-244X (Online)

УДК 621.039.5:614.876

<https://doi.org/10.29235/1561-8358-2022-67-1-65-74>

Поступила в редакцию 12.11.2021

Received 12.11.2021

А. Д. Чорный², С. Д. Михеенко¹, Ф. А. Сперанский³, А. Л. Мостовенко¹, А. И. Крысин¹,
Т. А. Баранова², Ю. В. Жукова², И. Г. Кухарчук²

¹Центр по ядерной и радиационной безопасности, Минск, Республика Беларусь

²Институт тепло- и массообмена имени А. В. Лыкова Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь

³Институт ядерных проблем Белорусского государственного университета, Минск, Республика Беларусь

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА СМЕШЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ОПУСКНОМ УЧАСТКЕ И НАПОРНОЙ КАМЕРЕ СМЕШЕНИЯ ВВЭР-1200 (В-491)

Аннотация. Определен наиболее представительный аварийный сценарий и разработана физико-математическая модель для исследования смешения неизотермических потоков теплоносителя в конструктивных элементах реакторной установки В-491 (ВВЭР-1200), в которой движение среды описывается в трехмерной нестационарной постановке. Исходя из аналитических оценок перечня исходных событий, выбран сценарий с подключением неработающей петли главного циркуляционного трубопровода к трем работающим без предварительного снижения мощности. Разработаны расчетная методика и численный метод для анализа выбранного аварийного сценария и обоснования безопасности эксплуатации реакторной установки В-491 (ВВЭР-1200). При проведении численного моделирования использован метод RANS, заключающийся в решении осредненных по Рейнольдсу уравнений Навье–Стокса, уравнения неразрывности и уравнения энергии. Для замыкания уравнений использована SST $k-\omega$ модель турбулентности Флориана Ментера. Проведена верификация разработанной физико-математической модели и процедуры расчета посредством моделирования теплогидравлических процессов в моделях как с относительно простой геометрической конструкцией (тройниковое соединение), так и в масштабной модели корпуса реактора (эксперимент ROCOM), включающего опускной участок и напорную камеру смешения. Показано качественное согласование численных результатов моделирования с доступными данными физических экспериментов. Представлены результаты численного моделирования процесса смешения неизотермических потоков теплоносителя на участке от патрубка «холодной» нитки главного циркуляционного трубопровода до нижней границы топлива активной зоны ВВЭР-1200 (В-491). Показано, что неоднородность в распределении температуры на входе в активную зону проявляется до 15,5 с расчетного аварийного сценария. При выполнении вычислений использовалась связка специализированных расчетных средств Ansys Fluent/Rainbow-TRP.

Ключевые слова: ядерная безопасность, водо-водяной энергетический реактор, смешение, неизотермические потоки теплоносителя, CFD-моделирование

Для цитирования: Моделирование процесса смешения теплоносителя в опускном участке и напорной камере смешения ВВЭР-1200 (В-491) / А. Д. Чорный [и др.] // Вест. Нац. акад. наук Беларусі. Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2022. – Т. 67, № 1. – С. 65–74. <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2022-67-1-65-74>

Andrei D. Chorny², Safiya D. Mikheenko¹, Philip A. Speransky³, Andrey L. Mostovenko¹, Alexander I. Krysin¹,
Tatiana A. Baranova², Yulia V. Zhukova², Ihar G. Kukharchuk²

¹Center for Nuclear and Radiation Safety, Minsk, Republic of Belarus

²A. V. Luikov Heat and Mass Transfer Institute of the National Academy of Sciences of Belarus, Minsk, Republic of Belarus

³Institute for Nuclear Problems of Belarusian State University, Minsk, Republic of Belarus

MODELING THE PROCESS OF MIXING THE COOLANT IN THE LOWER SECTION AND PRESSURE MIXING CHAMBER OF VVER-1200 (V-491)

Abstract. The most representative accident scenario is determined and a physical and mathematical model is developed for studying the mixing of non-isothermal coolant flows in the structural elements of the V-491 reactor facility (VVER-1200), in which the motion of the medium is described in a three-dimensional non-stationary formulation. Based on the analytical estimates of the list of initiating events, a scenario was chosen with the connection of an idle loop of the main circulation pipeline to three operating ones without a preliminary power reduction. A computational algorithm and a numerical method have been developed for the computational analysis of the selected accident scenario and the justification of the safety of operation of the V-491 reactor facility (VVER-1200). During the numerical simulation, the RANS method was used, which consists in solving the Reynolds-averaged Navier–Stokes equations, the continuity equation and the energy equation. The SST $k-\omega$ model of turbulence by Florian Menter is used to close the equations. The verification of the developed physical and mathematical

model and calculation procedure was carried out by modeling thermohydraulic processes in models with both a relatively simple geometric design (tee connection) and in a scale model of the reactor vessel (ROCOM experiment), including a lowering section and a pressure mixing chamber. The qualitative agreement of the numerical simulation results with the available data of physical experiments is shown. The results of numerical simulation of the mixing process of non-isothermal coolant flows in the section from the branch pipe of the “cold” thread of the main circulation pipeline to the lower boundary of the fuel of the VVER-1200 core (V-491) are presented. It is shown that the heterogeneity in the temperature distribution at the entrance to the core manifests itself up to 15.5 s of the calculated accident scenario. For calculations the following code coupling were used: Ansys Fluent/Rainbow-TPP.

Keywords: nuclear safety, pressurized water type reactor, coolant mixing, non-isothermal flow, CFD-modeling

For citation: Chorny A. D., Mikheenko S. D., Speransky P. A., Mostovenko A. L., Krysin A. I., Baranova T. A., Zhukova Yu. V., Kukharchuk I. G. Modeling the process of mixing the coolant in the lower section and pressure mixing chamber of VVER-1200 (V-491). *Vestsi Natsyyanal'nei akademii navuk Belarusi. Seryya fizika-technichnykh navuk = Proceedings of the National Academy of Sciences of Belarus. Physical-technical series*, 2022, vol. 67, no. 1, pp. 65–74 (in Russian). <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2022-67-1-65-74>

Введение. В основу обеспечения ядерной и радиационной безопасности проекта АЭС-2006 заложена стратегия глубокоэшелонированной защиты, которая заключается в последовательном применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ, а также системы технических и организационных мер по защите физических барьеров и сохранению их эффективности с целью защиты персонала, населения и окружающей среды [1].

Обоснование теплотехнической надежности активной зоны ядерного реактора является частью реализации стратегии глубокоэшелонированной защиты и подлежит независимой экспертизе для оценки уровня обеспечения ядерной и радиационной безопасности атомной электростанции. Обоснование основано на теплогидравлическом расчете, который предполагает проведение как экспериментальных, так и теоретических исследований с применением современных методов расчета локальных и интегральных гидродинамических и тепломассообменных характеристик потоков теплоносителя во внутреннем тракте реакторной установки (далее – РУ) [2]. В ходе расчета устанавливаются условия, закономерности и обобщающие зависимости указанных характеристик.

Теплотехническое состояние активной зоны ВВЭР-1200 (В-491) определяется параметрами теплоносителя на входе в реактор, где могут возникать неоднородные потоки теплоносителя по разным каналам главного циркуляционного трубопровода, приводящие к локальным отклонениям параметров (температуры и скорости в потоке) от их номинального значения. Такие явления в настоящее время изучаются средствами вычислительной гидрогазодинамики с привлечением специализированных пакетов прикладных программ гидродинамического и теплофизического профиля [2].

Отличительной чертой тепло- и гидродинамических процессов, происходящих внутри РУ, является неизотермический режим течения теплоносителя. Среди задач численного моделирования неизотермических потоков особую сложность представляют задачи естественной или смешанной конвекции, а также турбулентного переноса. В данных режимах движение теплоносителя с различной температурой приводит к возникновению неоднородности в распределении температуры и скорости в потоке, что существенно влияет на эксплуатационные свойства оборудования. Вместе с тем задача моделирования высокоинтенсивных конвективных переносов усложняется недостатком экспериментальных исследований в данной области, которые преимущественно посвящены определению интегральных значений теплогидравлических характеристик [2], при этом определение локальных характеристик потока усложнено постановкой эксперимента и анализом полученных данных.

В связи с вышеизложенным представляется актуальным выполнить моделирование смешения теплоносителя в опускном участке и напорной камере смешения ВВЭР-1200 (В-491) для использования в дальнейшем при исследовании и совершенствовании методик проверки обоснования теплотехнической надежности активной зоны ВВЭР-1200 (В-491). В Республике Беларусь такое научное исследование проведено впервые.

Цель исследования – повышение эффективности независимой экспертизы для оценки уровня обеспечения ядерной и радиационной безопасности Белорусской АЭС.

Для достижения поставленной цели необходимо решение следующих задач:

разработать физико-математическую модель для исследования смешения неизотермических потоков теплоносителя в конструктивных элементах реакторной установки, в которой движение среды описывается в трехмерной нестационарной постановке;

выполнить проверку качества разработанной физико-математической и численной модели, реализованной с помощью специализированного пакета прикладных программ Ansys Fluent, путем сопоставления результатов расчетов с экспериментальными данными и данными аналитических решений;

определить наиболее представительный аварийный сценарий;

выполнить расчетный анализ аварийного сценария со смешением неизотермических потоков теплоносителя в опускном участке и напорной камере смешения ВВЭР-1200 (В-491);

проанализировать полученные результаты.

Материалы и методы исследования. При проведении численного моделирования использовался метод RANS, заключающийся в решении осредненных по Рейнольдсу уравнений Навье–Стокса, уравнения неразрывности и уравнения энергии [3]. Для замыкания уравнений использована SST $k-\omega$ модель турбулентности Флориана Менгера [4], которая учитывает влияние пограничных слоев вблизи стенок, а также особенности развития свободных течений. Численное решение указанных уравнений производилось с помощью гидрогазодинамического решателя Ansys Fluent 19.1, в котором реализован метод конечных объемов.

Тестирование расчетного алгоритма и верификация физико-математической модели выполнялись посредством моделирования теплогидравлических процессов в моделях как с относительно простой геометрической конструкцией (тройниковое соединение), так и в масштабной модели корпуса реактора (эксперимент ROCOM), включающего опускной участок и напорную камеру смешения.

В качестве варианта исполнения узла смешения тройникового соединения рассматривался типовой вытяжной тройник, в котором происходит смешение горячего и холодного теплоносителя. Предполагалось, что стенки тройникового соединения теплоизолированы, а теплоноситель через входные отверстия подается с различными температурой и массовым расходом. Теплофизические свойства теплоносителя (плотность, вязкость, коэффициент теплопроводности) задавались в виде кусочно-линейных функций, зависящих от температуры и давления. Конкретные значения геометрических и входных параметров, начальных и граничных условий соответствовали эксперименту WATLON [5].

Результаты, полученные в ходе моделирования различных режимов смешения теплоносителя в тройниковом соединении, указывают на то, что применение метода RANS пригодно для анализа течения теплоносителя, поскольку полученные значения осредненной скорости и температуры согласуются с экспериментом (рис. 1, 2). Использованный подход может быть применен для проведения оценки качества расчетных сеток и граничных условий при дальнейшем моделировании теплопереноса в геометрически сложных элементах реакторной установки В-491 (ВВЭР-1200).

Также для проверки работоспособности физико-математической модели и разработанной методики численного решения производилось тестирование расчетного алгоритма на примере задачи смешения в масштабной модели РУ (эксперимент ROCOM [7–10]). Данный экспериментальный стенд используется для исследования процессов смешения теплоносителя. Тестовой задачей является смешение в установке ROCOM разнотемпературных теплоносителей, поступающих из петель (рис. 3). Результаты, полученные в ходе расчета, не противоречат расчетно-экспериментальным данным для модели ROCOM [7–10], что позволяет утверждать о возможности применения физико-математической модели и методики расчета для исследования смешения неизотермических потоков теплоносителя в конструктивных элементах реакторной установки В-491 (ВВЭР-1200).

Таким образом, полученные результаты проведенной верификации расчетного алгоритма позволяют предложить разработанный подход для моделирования процессов смешения в опускном участке и напорной камере смешения ВВЭР-1200 (В-491).

The grid of 1.87 mil. cells

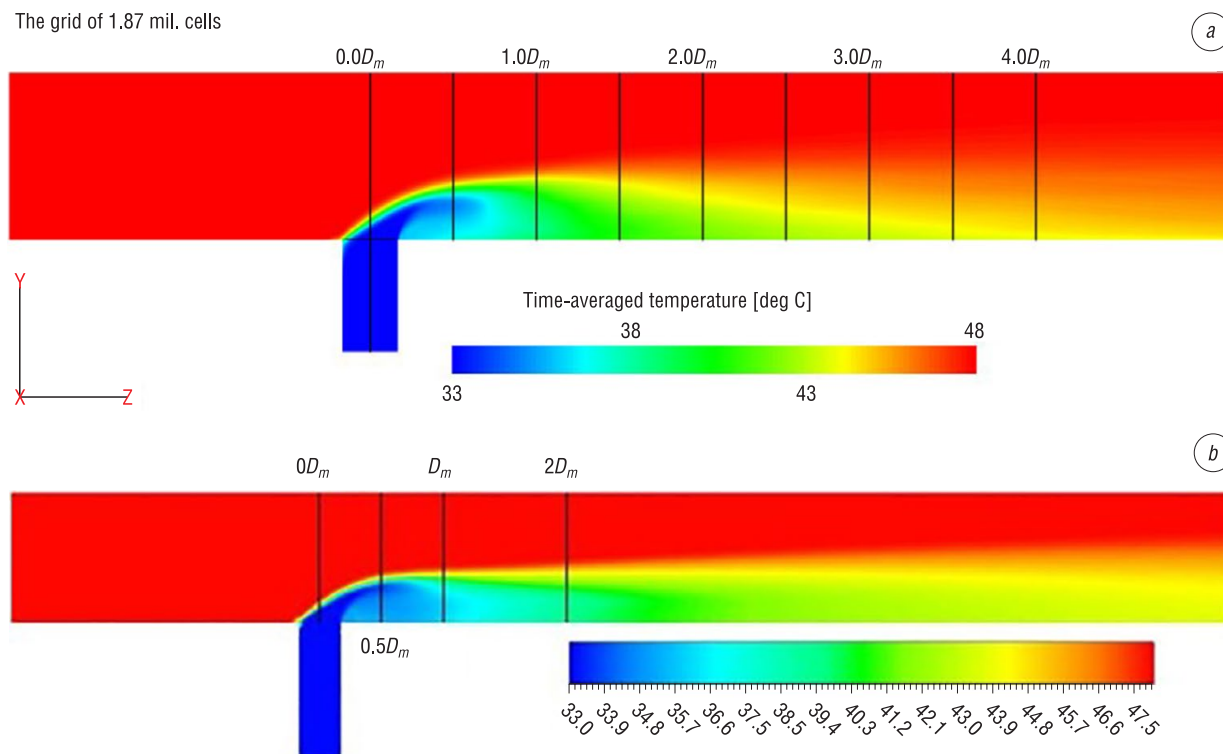


Рис. 1. Распределение осредненной температуры в срединном сечении тройникового соединения при отношении входных чисел Рейнольдса 5,76, полученное методами: *a* – LES [6], *b* – RANS

Fig. 1. The distribution of the averaged temperature in the middle section of the tee joint with the ratio of the input Reynolds numbers of 5.76, obtained by the method: *a* – LES [6], *b* – RANS

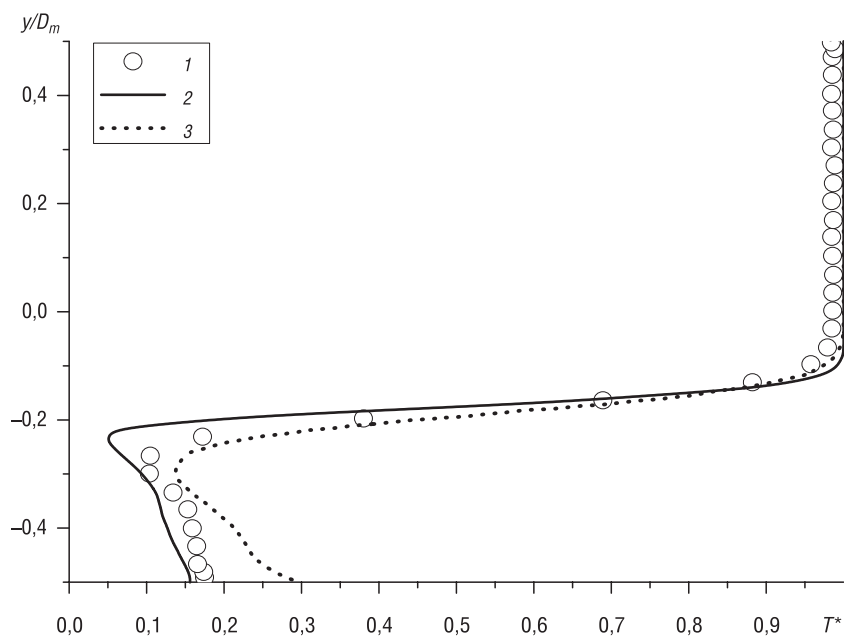


Рис. 2. Распределение безразмерной температуры в сечении, расположенном на расстоянии $z = 0,5D_m$ от центра патрубка при отношении входных чисел Рейнольдса 5,76: 1 – эксперимент WATLON [5], 2 – расчет методом RANS, 3 – расчет методом LES [6]

Fig. 2. The distribution of the dimensionless temperature in the cross section located at a distance of $z = 0.5D_m$ from the center of the nozzle with a ratio of the input Reynolds numbers of 5.76: 1 – WATLON experiment [5], 2 – calculation by the RANS method, 3 – calculation by the LES method [6]

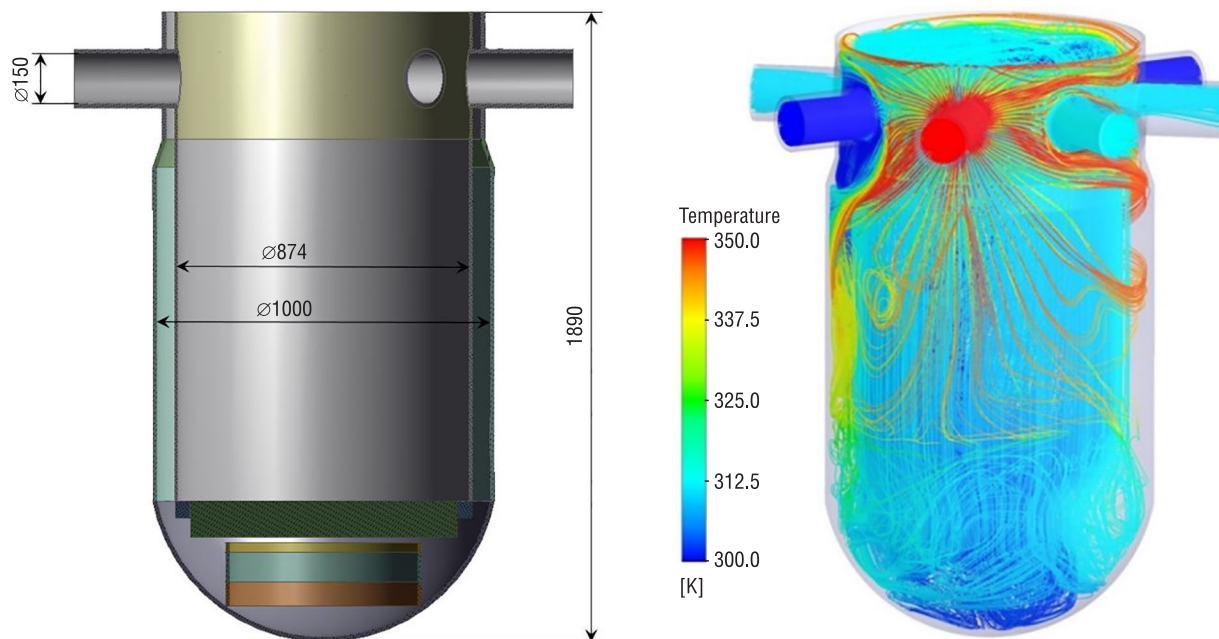


Рис. 3. Модель станда ROCOM (а); линии тока, окрашенные значениями температуры – вид со стороны «горячей» петли (b)

Fig. 3. Model of the ROCOM stand (a); current lines colored with temperature values – view from the side of the “hot” loop (b)

Результаты и их обсуждение. По причине наличия отрицательных обратных связей по температуре теплоносителя критерием выбора аварийного сценария для выполнения моделирования являлась возможность (вероятность) резкого изменения температуры теплоносителя в сторону уменьшения (так называемое захлаживание), а также изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе на входе в реактор. Из перечня исходных событий аварий, приведенного в Федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР» (НП-006-16) (утв. Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору 13.02.2017 № 53. М., 2017), под указанный критерий подходят подключение неработающей петли главного циркуляционного трубопровода без предварительного снижения мощности, а также непреднамеренное разбавление борной кислоты в теплоносителе первого контура. Согласно [11], неоднородное разбавление борной кислоты является крайне маловероятным (10^{-7}), поэтому влияние этого фактора на выбор сценария исключалось. Таким образом, исходя из аналитических оценок перечня исходных событий (НП-006-16), для численного моделирования выбран аварийный сценарий с подключением неработающей петли главного циркуляционного трубопровода к трем работающим без предварительного снижения мощности РУ.

Граничные условия на входе в реактор, усредненные температуры в опускных участках и нижней камере смешения реактора определены путем выполнения моделирования аварийного сценария «Подключение неработающей петли главного циркуляционного трубопровода к трем работающим без предварительного снижения мощности» в специализированном программном средстве Rainbow-TRP, которое выполняет объединенные нейтронно-физические и теплогидравлические вычисления процессов в РУ и втором конуре АЭС типа ВВЭР и аттестовано для таких расчетов в порядке, установленном Ростехнадзором Российской Федерации (аттестационный паспорт программного средства № 445 от 24 октября 2018 г.).

После того как в РУ установилось распределение скоростей, температуры и давления, соответствующее работе установки в номинальном режиме на трех главных циркуляционных насосных агрегатах, происходит включение и выход на номинальный расход в неработающей петле. На рис. 4 представлена характерная для такого процесса зависимость массового расхода и температуры теплоносителя от времени для рассматриваемого аварийного сценария.

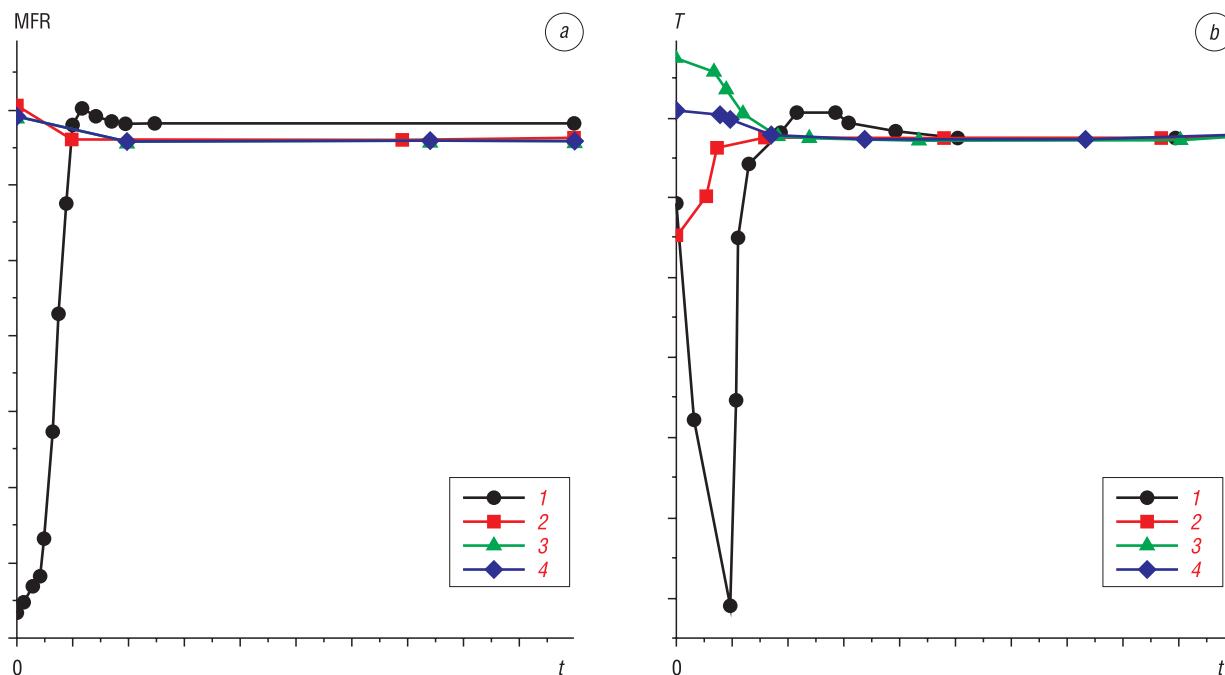


Рис. 4. Распределение массового расхода (а) и температуры (б) теплоносителя, поступающего в петли: 1 – петля №1, 2 – петля №2, 3 – петля №3, 4 – петля №4

Fig. 4. Distribution of the mass flow rate (a) and temperature (b) of the coolant entering the loops: 1 – loop no. 1, 2 – loop no. 2, 3 – loop no. 3, 4 – loop no. 4

Из рис. 4 следует, что до момента времени $t = 5,5$ с в петле №1 массовый расход теплоносителя отрицательный: в неработающей петле установилась обратная циркуляция теплоносителя; после указанного момента времени происходит разворот потока теплоносителя и некоторый его объем повторно проходит через парогенератор, что приводит к подаче из этой петли в корпус реактора теплоносителя с температурой меньшей, чем в остальных петлях главного циркуляционного трубопровода.

Процедура численного моделирования разбивалась на два этапа. На первом этапе (0–5,5 с) в качестве граничных условий для петли №1 задавался выход из расчетной области и, соответственно, – статическое давление, целевой массовый расход (согласно данным, представленным на рис. 4, а) и равенство нулю градиентов скорости и температуры. Для петель №2–4 устанавливались массовый расход и температура в соответствии с данными, представленными на рис. 4, а, б для моментов времени 0–5,5 с.

На втором этапе (5,5–15,5 с) в качестве граничных условий для петли №1 задавался вход в расчетную область и, соответственно, массовый расход и температура (рис. 4, а, б). Для петель №2–4 устанавливались массовый расход и температура теплоносителя в соответствии с рис. 4, а, б для моментов времени 5,5–15,5 с.

Теплофизические свойства теплоносителя (плотность, теплоемкость, коэффициент теплопроводности и динамическая вязкость) задавались как функции температуры и давления.

Результаты расчетов полей температуры в серединных сечениях реактора для разных моментов времени представлены на рис. 5. В рассматриваемом расчетном сценарии в начальный момент времени ($t = 0$ с) через петлю №1 производится отвод теплоносителя с массовым расходом 1652,78 кг/с (рис. 5, а). Процесс отвода теплоносителя из петли №1 продолжается до момента времени 5,5 с (рис. 5, б), а затем начинается подвод теплоносителя в петлю №1. Минимальная температура теплоносителя, поступающего через петлю №1, достигается в момент времени $t = 9,5$ с (рис. 5, д). При этом массовый расход в данный момент времени достигает значения 4277,5 кг/с. Дальнейший рост количества подаваемого теплоносителя с возрастающей температурой в петлю №1 приводит к выравниванию температуры, поступающей в активную зону ВВЭР-1200 (В-491), как показано на рис. 5, е, ф.

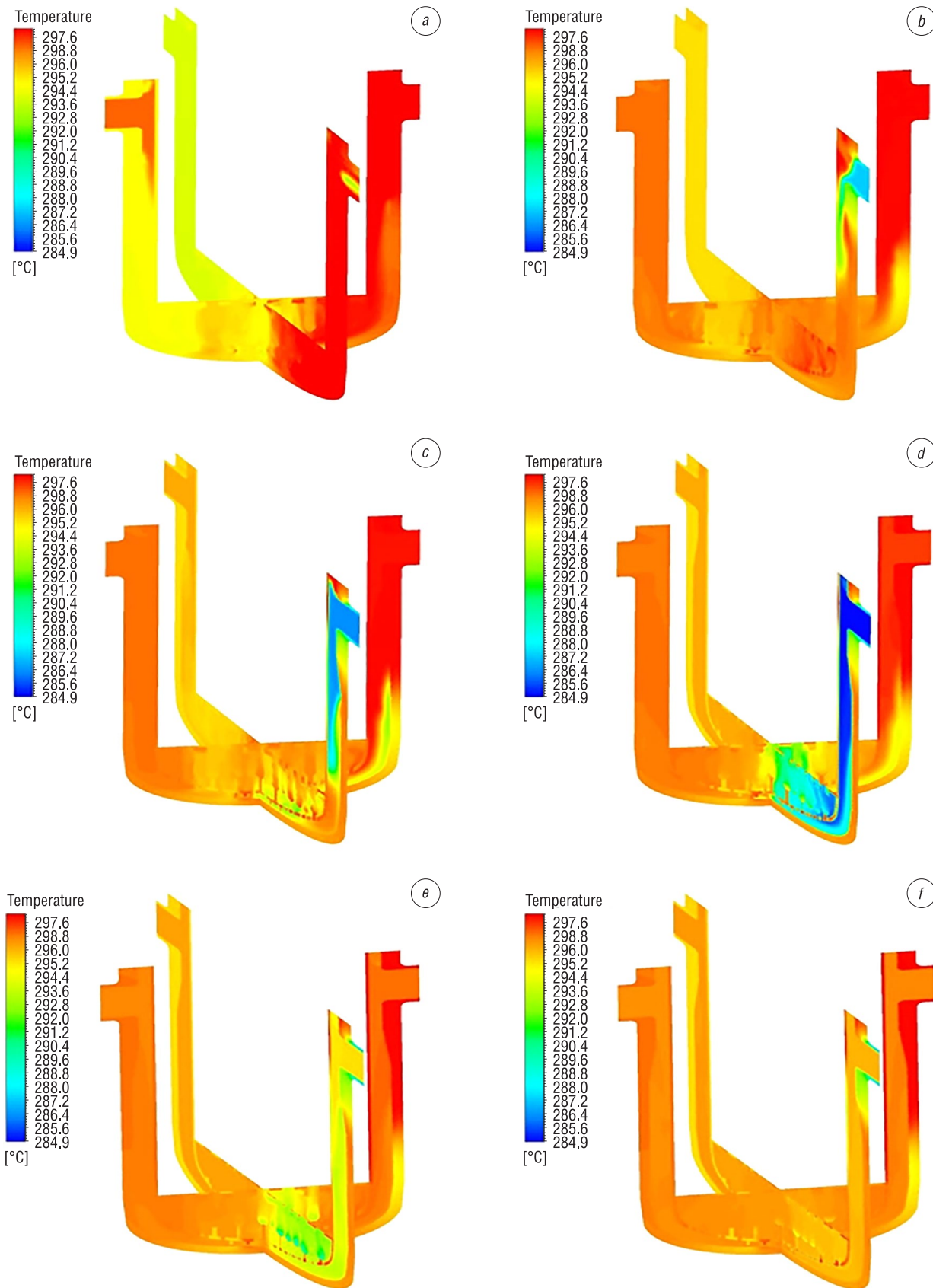


Рис. 5. Распределение полей температур в срединных сечениях реактора в моменты времени: $a - t = 0$ с; $b - t = 6,0$ с; $c - t = 7,5$ с; $d - t = 9,5$ с; $e - t = 12,5$ с; $f - t = 15,5$ с
 Fig. 5. Distribution of temperature fields in the middle sections of the reactor at time points: $a - t = 0$ s; $b - t = 6.0$ s; $c - t = 7.5$ s; $d - t = 9.5$ s; $e - t = 12.5$ s; $f - t = 15.5$ s

На рис. 6 представлена структура потока, истекающего из петли №1 в опускной участок ВВЭР-1200 (В-491) и в окрестности опорных стаканов. Теплоноситель поступает вдоль стенки опускного участка в камеру смешения, где и происходит основной процесс смешения. Необходимо отметить, что в теплоносителе, находящемся в опускном участке, наблюдается значительная стратификация по температуре. Подобные явления отмечались в [7–10] при исследовании процессов смешения в экспериментальной установке ROCOM.

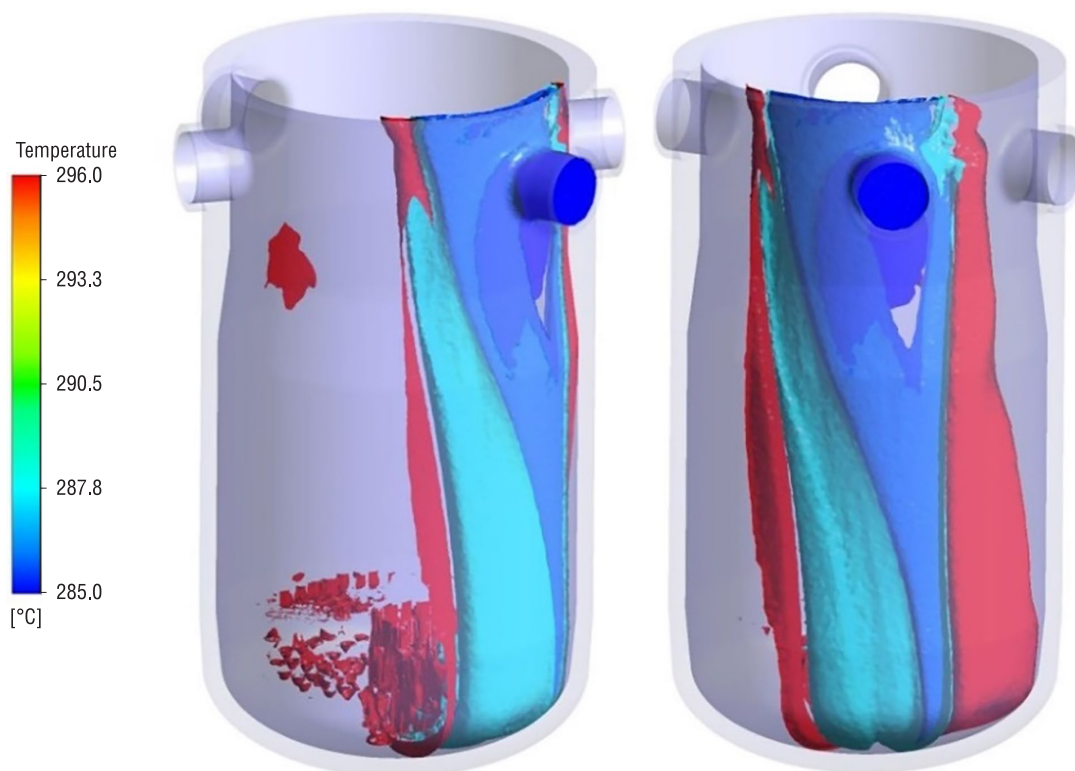


Рис. 6. Изоповерхности, окрашенные температурой, в окрестности опорных стаканов и петли №1 в момент времени $t = 9,5$ с

Fig. 6. Temperature-colored isosurfaces in the vicinity of the support cups and loop no. 1 at time $t = 9.5$ s

Заключение. В ходе исследования на основе аналитических оценок перечня исходных событий выбран аварийный сценарий с подключением неработающей петли главного циркуляционного трубопровода к трем работающим без предварительного снижения мощности. Разработана расчетная методика и верифицирован алгоритм расчета процессов температурного смешения посредством сопоставления полученных результатов с экспериментальными исследованиями ряда авторов для случая смешения в тройниковом соединении (эксперимент WATLON) и в экспериментальной установке ROCOM. Выполнен расчетный анализ аварийного сценария со смешением неизотермических потоков в опускном участке и напорной камере смешения ВВЭР-1200 (В-491). Показано, что неоднородность в распределении температуры на входе в активную зону проявляется вплоть до 15,5 с расчетного аварийного сценария. Затем распределение становится однородным.

Физико-математическая модель смешения теплоносителя в опускном участке и напорной камере смешения ВВЭР-1200 (В-491) может быть использована в дальнейшем для апробации и совершенствования методик проверки обоснования теплотехнической надежности активной зоны ВВЭР-1200 (В-491) при проведении независимой экспертизы для оценки уровня обеспечения ядерной и радиационной безопасности Белорусской АЭС.

Использование при проведении такого рода вычислений связки программных средств Ansys Fluid/Rainbow-TRP в данной задаче подтвердило эффективность применения такого подхода в дальнейшем.

Список использованных источников

1. Андрушечко, С. А. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта / С. А. Андрушечко, А. М. Афров, Б. Ю. Васильев. – М.: Логос, 2010. – 604 с.
2. Методы обоснования теплотехнической надежности активной зоны тепловых водо-водяных реакторов / А. А. Баринов [и др.] // Атомная энергия. – 2016. – Т. 120, вып. 5. – С. 270–275.
3. Теплофизика аварий ядерных реакторов / А. А. Ключников [и др.]. – Чернобыль: Ин-т проблем безопасности АЭС, 2012. – 528 с.
4. Menter, F.R. Ten years of industrial experience with the SST turbulence model / F.R. Menter, M. Kuntz, R. Langtry // *Turbulence, Heat and Mass Transfer* / eds.: K. Hanjalic, Y. Nagano, M. Tummers. – 4th ed. – N. Y.: Begell House, Inc., 2003. – P. 625–632.
5. Igarashi, M. Experimental study on fluid mixing for evaluation of thermal striping in T-pipe junction / M. Igarashi, M. Tanaka, S. Kawashima // 10th International Conference on Nuclear Engineering: Proc. April 14–18, 2002. – Arlington, 2002. – P. 383–390.
6. Utanohara, Y. Conjugate numerical simulation of wall temperature fluctuation at a T-junction pipe / Y. Utanohara, Y.K. Miyoshi, A. Nakamura // *Mech. Eng. J.* – 2018. – Vol. 5, № 3. – P. 1–23. <https://doi.org/10.1299/mej.18-00044>
7. Rohde, U. Fluid mixing and flow distribution in the reactor circuit: Measurement data base / U. Rohde, S. Kliem, T. Höhne // *Nucl. Eng. Des.* – 2005. – Vol. 235. – P. 421–443. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2004.08.045>
8. Prasser, H.M. Coolant mixing in a PWR deboration transients, steam line breaks and emergency core cooling injection – experiments and analyses / H.M. Prasser, G. Grunwald, T. Höhne // *Nucl. Tech.* – 2003. – Vol. 143, № 1. – P. 37–56. <https://doi.org/10.13182/nt03-a3396>
9. Rohde, U. The European project FLOMIX-R: Description of the slug mixing and buoyancy related experiments at the different test facilities (Final report on WP 2) / U. Rohde, S. Kliem, B. Hemström // Report FZR-430. – Rossendorf, 2005. – 214 p.
10. Farkas, I. Validation of Computational Fluid Dynamics Calculation Using Rossendorf Coolant Mixing Model Flow Measurements in Primary Loop of Coolant in a Pressurized Water Reactor Model / I. Farkas, E. Hutli, T. Farkas // *Nucl. Eng. Tech.* – 2016. – Vol. 48. – P. 941–951. <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.02.017>
11. Ушева, К. И. Анализ аварийных сценариев, связанных с неравномерным разбавлением борной кислоты в теплоносителе первого контура [Электронный ресурс] / К. И. Ушева // 11-я международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 21–24 мая 2019 г. – Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2019/autorun/index-ru.htm> – Дата доступа: 03.11.2020.

References

1. Andrushechko S. A., Afrov A. M., Vasiliev B. Yu. *NPP with a WWER-1000 Type Reactor. From the Physical Foundations of Operation to the Evolution of the Project*. Moscow, Logos Publ., 2010. 604 p. (in Russian).
2. Barinov A. A., Dmitriev S. M., Khrobostov A. E., Samoilov O. B. Methods of Thermomechanical Reliability Validation of Thermal Water-Moderated and Water-Cooled Reactor Cores. *Atomic Energy*, 2016, vol. 120, no. 5, pp. 335–341. <https://doi.org/10.1007/s10512-016-0140-9> (in Russian).
3. Klyuchnikov A. A., Sharaevsky I. G., Fialko N. M. et al. *Thermophysics of Nuclear Reactor Accidents*. Chernobyl, Institute of Nuclear Power Plant Safety Problems, 2012. 528 p. (in Russian).
4. Menter F.R., Kuntz M., Langtry R. Ten years of industrial experience with the SST turbulence model. Hanjalic K., Nagano Y., Tummers M., eds. *Turbulence, Heat and Mass Transfer*. 4th ed. New York, Begell House, Inc., 2003. P. 625–632.
5. Igarashi M., Tanaka M., Kawashima S. Experimental study on fluid mixing for evaluation of thermal striping in T-pipe junction. 10th International Conference on Nuclear Engineering: Proceesing, April 14–18, 2002. Arlington, USA, 2002. P. 383–390.
6. Utanohara Y., Miyoshi Y.K., Nakamura A. Conjugate numerical simulation of wall temperature fluctuation at a T-junction pipe. *Mechanical Engineering Journal*, 2018, vol. 5, no. 3, pp. 1–23. <https://doi.org/10.1299/mej.18-00044>
7. Rohde U., Kliem S., Höhne T. Fluid mixing and flow distribution in the reactor circuit: Measurement data base. *Nuclear Engineering and Design*, 2005, vol. 235, pp. 421–443. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2004.08.045>
8. Prasser H.M., Grunwald G., Höhne T. Coolant mixing in a PWR deboration transients, steam line breaks and emergency core cooling injection – experiments and analyses. *Nuclear Technology*, 2003, vol. 143, no. 1, pp. 37–56. <https://doi.org/10.13182/nt03-a3396>
9. Rohde U., Kliem S., Hemström B. *The European project FLOMIX-R: Description of the slug mixing and buoyancy related experiments at the different test facilities (Final report on WP 2)*. Report FZR-430. Rossendorf, 2005. 214 p.
10. Farkas I., Hutli E., Farkas T. Validation of Computational Fluid Dynamics Calculation Using Rossendorf Coolant Mixing Model Flow Measurements in Primary Loop of Coolant in a Pressurized Water Reactor Model. *Nuclear Engineering and Technology*, 2016, vol. 48, pp. 941–951. <https://doi.org/10.1016/j.net.2016.02.017>
11. Uшева К. И. Analysis of emergency scenarios associated with uneven dilution of boric acid in the primary coolant. 11-ya mezhdunarodnaya nauchno-tekhnicheskaya konferentsiya “Obespechenie bezopasnosti AES s VVER”, Podol’sk, 21–24 maya 2019 g. [11th International Scientific and Technical Conference “Ensuring the safety of nuclear power plants with VVER”, Podolsk, May 21–24, 2019]. Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2019/autorun/index-ru.htm> (accessed 03 November 2020) (in Russian).

Информация об авторах

Чорный Андрей Дмитриевич – кандидат физико-математических наук, доцент, заведующий лабораторией турбулентности, Институт тепло- и массообмена имени А. В. Лыкова Национальной академии наук Беларуси (ул. П. Бровки, 15, 220072, Минск, Республика Беларусь). <https://orcid.org/0000-0003-4716-6123>. E-mail: anchor74@rambler.ru

Михеенко София Дмитриевна – младший научный сотрудник сектора анализа эксплуатационного опыта отдела ядерной безопасности, Центр по ядерной и радиационной безопасности (ул. Шпилевского, 59-7Н, 220067, Минск, Республика Беларусь). <https://orcid.org/0000-0003-2979-5284>. E-mail: mikheyenka@bcnrs.by

Сперанский Филипп Александрович – научный сотрудник, Институт ядерных проблем Белорусского государственного университета (ул. Бобруйская, 11, 220006, Минск, Республика Беларусь). <https://orcid.org/0000-0003-3251-3647>. E-mail: PhilSA2.71@gmail.com

Мостовенко Андрей Леонидович – и. о. директора, Центр по ядерной и радиационной безопасности (ул. Шпилевского, 59-7Н, 220067, Минск, Республика Беларусь). <https://orcid.org/0000-0002-2069-3153>. E-mail: mostovenko@bcnrs.by

Крысин Александр Иванович – заведующий сектором эксплуатационного опыта отдела ядерной безопасности, Центр по ядерной и радиационной безопасности (ул. Шпилевского, 59-7Н, 220067, Минск, Республика Беларусь). <https://orcid.org/0000-0001-7705-9893>. E-mail: krysin@bcnrs.by

Баранова Татьяна Анатольевна – научный сотрудник лаборатории турбулентности, Институт тепло- и массообмена имени А. В. Лыкова Национальной академии наук Беларуси (ул. П. Бровки, 15, 220072, Минск, Республика Беларусь). <https://orcid.org/0000-0002-4413-8904>. E-mail: bartat@tut.by

Жукова Юлия Владимировна – кандидат физико-математических наук, доцент, ведущий научный сотрудник лаборатории турбулентности, Институт тепло- и массообмена имени А. В. Лыкова Национальной академии наук Беларуси (ул. П. Бровки, 15, 220072, Минск, Республика Беларусь). <https://orcid.org/0000-0003-1219-6373>. E-mail: julia_zhukova@rambler.ru

Кухарчук Игорь Григорьевич – научный сотрудник лаборатории турбулентности, Институт тепло- и массообмена имени А. В. Лыкова Национальной академии наук Беларуси (ул. П. Бровки, 15, 220072, Минск, Республика Беларусь). <https://orcid.org/0000-0002-5824-3473>. E-mail: doomer1979@mail.ru

Information about the authors

Andrei D. Chorny – Ph. D. (Physics and Mathematics), Associate Professor, Head of the Turbulence Laboratory, A. V. Luikov Heat and Mass Transfer Institute of the National Academy of Sciences of Belarus (15, P. Brovka Str., 220072, Minsk, Republic of Belarus). <https://orcid.org/0000-0003-4716-6123>. E-mail: anchor74@rambler.ru

Safiya D. Mikheyenka – Junior Researcher of the Operational Experience Analysis Sector of the Nuclear Safety Department, Center for Nuclear and Radiation Safety (59-7N, Shpilevsky Str., 220067, Minsk, Republic of Belarus). <https://orcid.org/0000-0003-2979-5284>. E-mail: mikheyenka@bcnrs.by

Philip A. Speransky – Research Assistant, Institute for Nuclear Problems of Belarusian State University (11, Bobruiskaya Str., 220006, Minsk, Republic of Belarus). <https://orcid.org/0000-0003-3251-3647>. E-mail: PhilSA2.71@gmail.com

Andrey L. Mostovenko – Acting Director, Center for Nuclear and Radiation Safety (59-7N, Shpilevsky Str., 220067, Minsk, Republic of Belarus). <https://orcid.org/0000-0002-2069-3153>. E-mail: mostovenko@bcnrs.by

Alexander I. Krysin – Head of the Operational Experience Sector of the Nuclear Safety Department, Center for Nuclear and Radiation Safety (59-7N, Shpilevsky Str., 220067, Minsk, Republic of Belarus). <https://orcid.org/0000-0001-7705-9893>. E-mail: krysin@bcnrs.by

Tatiana A. Baranova – Researcher of the Laboratory of Turbulence, A. V. Luikov Heat and Mass Transfer Institute of the National Academy of Sciences of Belarus (15, P. Brovka Str., 220072, Minsk, Republic of Belarus). <https://orcid.org/0000-0002-4413-8904>. E-mail: bartat@tut.by

Yulia V. Zhukova – Ph. D. (Physics and Mathematics), Associate Professor, Leading Researcher of the Laboratory of Turbulence, A. V. Luikov Heat and Mass Transfer Institute of the National Academy of Sciences of Belarus (15, P. Brovka Str., 220072, Minsk, Republic of Belarus). <https://orcid.org/0000-0003-1219-6373>. E-mail: julia_zhukova@rambler.ru

Ihar G. Kukharchuk – Researcher of the Laboratory of Turbulence, A. V. Luikov Heat and Mass Transfer Institute of the National Academy of Sciences of Belarus (15, P. Brovka Str., 220072, Minsk, Republic of Belarus). <https://orcid.org/0000-0002-5824-3473>. E-mail: doomer1979@mail.ru