

УДК 621.039.553

Теплогидравлический расчет конструкции облучательного устройства для проведения внутриреакторных испытаний макетов твэлов ВВЭР-СКД с сердечниками на основе имитаторов распухания ядерного топлива

© 2025 г. А. Л. Ижутов, В. С. Моисеев, Н. К. Калинина, М. С. Каплина, Д. С. Моисеев

АО «ГНЦ НИИАР» (Государственный научный центр – научно-исследовательский институт атомных реакторов), Димитровград, 433510, Россия

Один из перспективных проектов реакторов IV поколения – водо-водяные энергетические реакторы со сверхкритическим давлением теплоносителя (ВВЭР-СКД), который способен повысить эффективность энергоблоков ВВЭР за счет повышения давления до 23.5–25 МПа и повышения температуры теплоносителя до 380–540 °С. Одной из основных проблем, с которыми придется столкнуться при разработке проекта ВВЭР-СКД, является выбор материалов оболочки для тепловыделяющего элемента (твэл) способного работать при сверхкритических параметрах теплоносителя. Для решения этой задачи необходимо провести внутриреакторные испытания и послереакторные исследования кандидатных конструкционных материалов оболочек твэлов. Для этого требуется разработать облучательное устройство (ОУ), которое могло бы обеспечить проведение внутриреакторных испытаний кандидатных конструкционных материалов оболочек твэлов в условиях СКД теплоносителя. В ходе работы были проведены теплогидравлические расчеты конструкции облучательного устройства с помощью программного комплекса SolidWorks. Результаты расчетов показали, что данная конструкция облучательного устройства позволит провести внутриреакторные испытания макетов твэлов ВВЭР-СКД при сверхкритических параметрах теплоносителя в исследовательской реакторной установке (РУ) СМ-3.

Ключевые слова: макет твэла, ВВЭР-СКД, облучательное устройство, теплогидравлические расчеты, кандидатные материалы, внутриреакторные испытания.

Введение

Перспективным направлением развития атомной энергетики, включенным в «Энергетическую стратегию России на период до 2030 года», является разработка нового поколения водо-водяных энергетических реакторов со сверхкритическим давлением¹. Главной характеристикой этого типа реактора станет высокий коэффициент полезного действия – КПД (45 %) и его адаптация для применения в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ) [1]. Водо-водяной энергетический реактор (ВВЭР), или его зарубежный аналог PWR, на сегодняшний день является самым распространенным. Имеется многолетний опыт эксплуатации реакторов данного типа, а также выявлены его сильные и слабые стороны технических, конструктивных и технологических решений [1]. Реактор ВВЭР имеет низкую температуру теплоносителя на выходе из активной зоны (АЗ), следовательно, невысокую эффективность энергоблока. Повышение эффективности может быть достигнуто путем перехода к сверхкритическим параметрам водяного теплоносителя [2].

¹ Проблемные вопросы по активной зоне корпусного реактора ВВЭР-СКД // Атомная энергия 2.0 URL: <https://www.atomic-energy.ru/papers/29795> (дата обращения: 12.03.2025).

✉ В.С. Моисеев: vitaliy.moiseev.2016@mail.ru

Поступила в редакцию: 25.03.2025

После доработки: 07.05.2025

Принята к публикации: 20.05.2025

Одна из основных проблем при создании реактора ВВЭР-СКД – отсутствие материалов, способных с учетом фактора радиации выдержать температуру теплоносителя 550–600 °С и давление теплоносителя ~ 25 МПа [3]. Одним из основных этапов при выборе и обосновании работоспособности конструкционных материалов оболочек твэлов является проведение внутриреакторного облучения с последующим исследованием и обоснованием радиационной стойкости кандидатных материалов, стойкости к общей коррозии и к коррозионному растрескиванию под напряжением. Чтобы облучить макеты твэлов ВВЭР-СКД, необходимо разработать конструкцию облучательного устройства (ОУ), которая позволит разместить исследуемые макеты оболочек твэлов в ячейке исследовательского реактора. Создание CFD-модели позволяет оценить конструктивные особенности ОУ, а проведенные теплогидравлические расчеты помогут определить параметры внутриреакторных испытаний макетов твэлов ВВЭР-СКД с сердечниками на основе имитаторов распухания [4].

Условия испытаний макетов твэлов

Объекты реакторных испытаний – макеты твэлов с имитаторами распухания, изготовленные из кандидатных конструкционных материалов. Предварительная конструкция макета представлена на рис. 1. В качестве имитатора распухания выбран карбид бора естественного состава (обогащение по ^{10}B – 19,9 %).

Условия для испытания макетов твэлов соответствуют условиям эксплуатации реактора ВВЭР-СКД:

- давление во внутренней полости ОУ ~ 25 МПа;
- температура оболочки макета твэла ~ 550 °С;
- плотность потока быстрых ($E \geq 0.1$ МэВ) нейтронов – до $5.0 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$.

Данные условия могут быть достигнуты при облучении макетов твэлов в одной из ячеек первого ряда отражателя исследовательской реакторной установки (РУ) СМ-3.

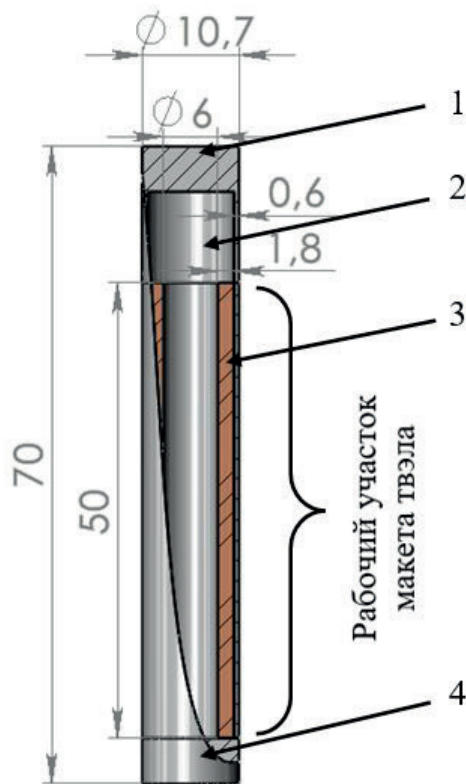


Рис. 1. Конструкция макета твэла с имитатором распухания: 1 – верхняя заглушка; 2 – пространство для сбора гелия; 3 – таблетки карбида бора; 4 – нижняя заглушка

Конструкция облучательного устройства

Конструкция облучательного устройства (рис. 2) состоит из наружного и внутреннего корпусов, выполненных из стали 12Х18Н10Т, алюминиевой межкорпусной проставки и подвески с макетами твэлов. На уровне активной зоны РУ СМ-3 в межкорпусном пространстве располагается цилиндрическая алюминиевая проставка для улучшения сброса тепла и предотвращения перегрева внутреннего корпуса.

Межкорпусное пространство облучательного устройства заполняется гелием с давлением до 15 МПа. Внутренняя полость ОУ заполняется специально подготовленным водяным раствором с давлением до 20 МПа. В процессе выхода реактора на мощность во внутренней полости ОУ достигается рабочее давление 25–30 МПа и температура до 550 °С. Регулирование температуры на макетах твэлов во время проведения внутриреакторного облучения осуществляется за счет изменения давления и/или состава газа в межкорпусном пространстве.

Для организации циркуляции теплоносителя внутри ОУ размещается разделитель потока из нержавеющей стали 12Х18Н10Т. В разделителе потока предусмотрены переливные окна, расположенные на

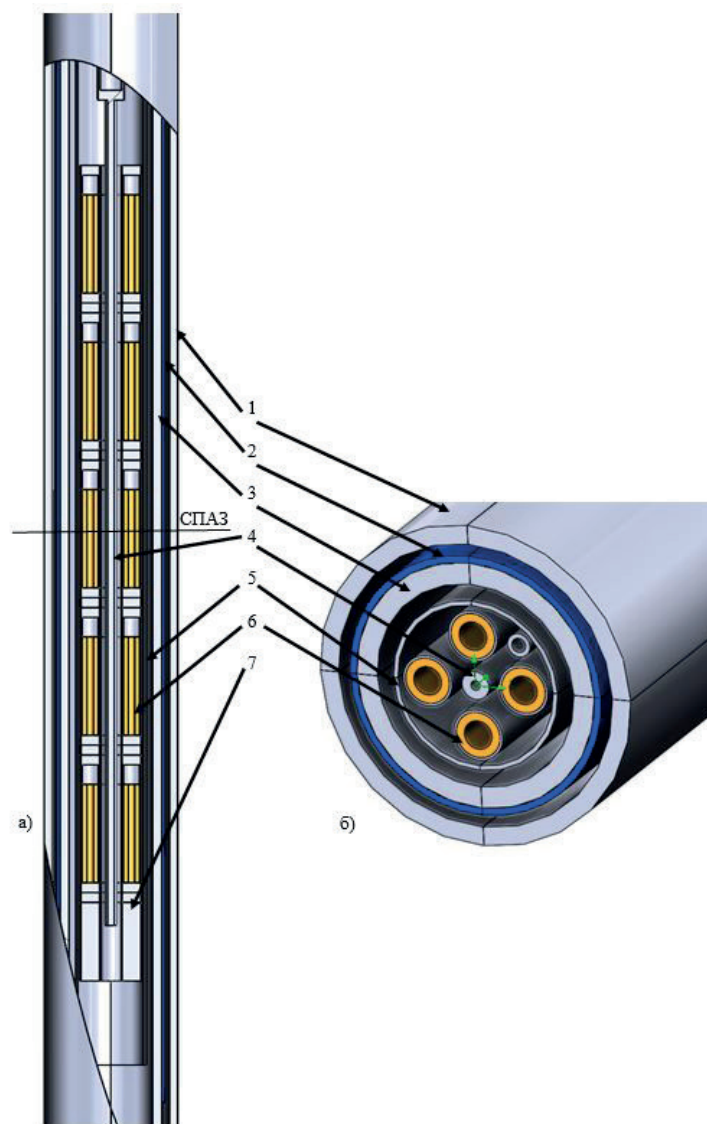


Рис. 2. Конструкция ОУ: а – общий вид; б – поперечное сечение; 1 – наружный корпус; 2 – алюминиевая проставка; 3 – внутренний корпус; 4 – подвеска; 5 – разделитель потока; 6 – макеты твэлов; 7 – радиационные нагреватели

расстоянии ~ 1.5 м выше уровня средней плоскости активной зоны (СПАЗ) РУ СМ-3. Внутри разделителя потока размещается подвеска. К подвеске крепится пять этажей с макетами твэлов. На каждом этаже размещено четыре макета. Каждому макету соответствует позиция, определяющая ориентацию к активной зоне РУ СМ-3. Макеты первой позиции наиболее приближены к активной зоне, макеты третьей позиции наиболее удалены от АЗ. В нижней части рабочего участка размещен этаж с радиационными нагревателями, выполненными из вольфрамовых стержней, очехлованных нержавеющей сталью. Макеты и нагреватели на этажах расположены симметрично относительно центральной оси ОУ. Данная конструкция ОУ позволяет проводить реакторное облучение до 20 макетов твэлов одновременно.

Результаты теплогидравлического расчета

Построение расчетной модели ОУ выполнено в CAD-системе SolidWorks, которая соответствует эскизу, приведенному на рис. 2. Расчет проводился во встроенном в SolidWorks программном обеспечении Flow Simulation [5]. Радиационное энергоснабжение в конструктивных элементах ОУ, макетах твэлов и воды СКД рассчитано по коду MCU, в которой реализован алгоритм решения уравнения переноса нейтронов методом Монте-Карло [6]. Тепло, генерируемое в макетах и элементах конструкции ОУ, снимается за счет охлаждения наружного корпуса водой первого контура реакторной установки СМ-3.

Так как свойства воды при сверхкритических параметрах сильно зависят от температуры (рис. 3), то при проведении теплогидравлических расчетов данные зависимости были учтены посредством внесения в имеющуюся базу данных SolidWorks Flow Simulation значений плотности, теплопроводности, удельной теплоемкости и динамической вязкости.

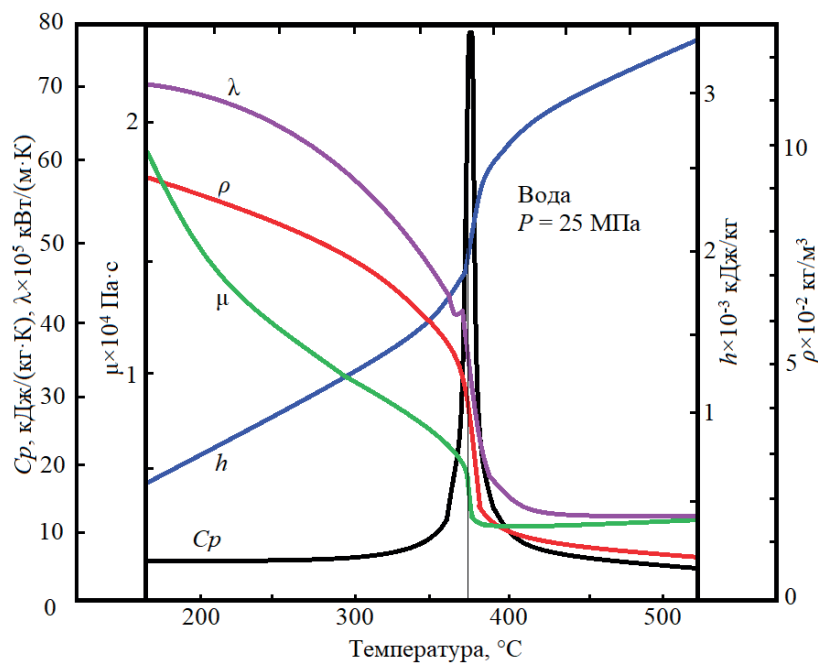


Рис. 3. Изменение свойств воды при сверхкритических параметрах: λ – теплопроводность; ρ – плотность; μ – динамическая вязкость; h – энтальпия; C_p – удельная теплоемкость

Свойства материалов CFD-модели ОУ задавались из существующей в SolidWorks Flow Simulation базы данных. Свойства воды под давлением задавались вручную посредством внесения в имеющуюся базу данных значений плотности, теплопроводности и теплоемкости. Теплогидравлические свойства воды при давлении 25 МПа взяты из [7].

В данном расчете учитывалось высотное и радиально-азимутальное распределение энергоснабжения конструктивных элементов ОУ. Распределение температуры в облучательном устройстве на уровне СПАЗ представлено на рис. 4.

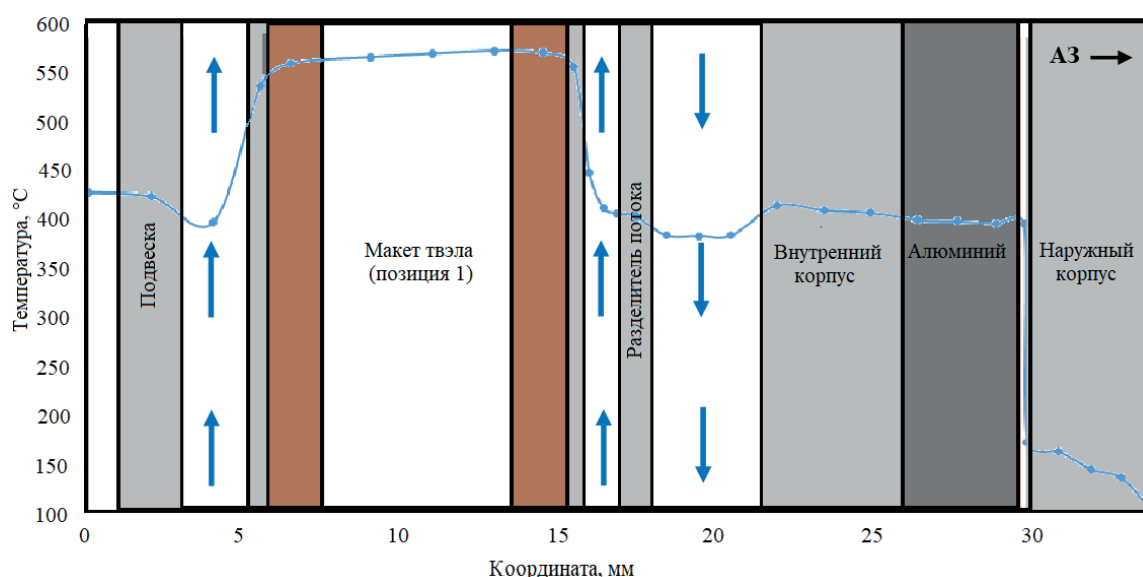


Рис. 4. Распределение температуры в ОУ на уровне СПАЗ

Максимальная температура в конструкции ОУ на уровне СПАЗ наблюдается в карбиде бора, здесь температура составляет 575 °С. Максимальная температура оболочки макета твэла – 567 °С. Так как количество тепла, образовавшееся внутри разделителя теплоносителя, больше чем снаружи, а проходное сечение для теплоносителя внутри разделителя потока меньше, то нагрев теплоносителя запускает процесс естественной циркуляции. На рис. 4 стрелками показано движение водяного теплоносителя. Скорость теплоносителя СКД в месте расположения макетов твэлов достигает 0.55 м/с, а с внешней стороны разделителя потока – 0.41 м/с. Из этого следует, что во внутренней полости ОУ присутствует естественная циркуляция СКД теплоносителя, при которой макеты твэлов омываются снизу вверх.

На рис. 5 представлено распределение температуры по высоте макетов твэлов.

Локальные температурные максимумы соответствуют центрам рабочих участков макетов твэлов с имитаторами распухания, локальные минимумы – верхним и нижним заглушкам. Максимальная температура наблюдается на оболочке макетов, расположенных на уровне СПАЗ РУ СМ-3. Расчетная температура макетов твэлов на уровне рабочих участков находится в диапазоне 510 ± 57 °С.

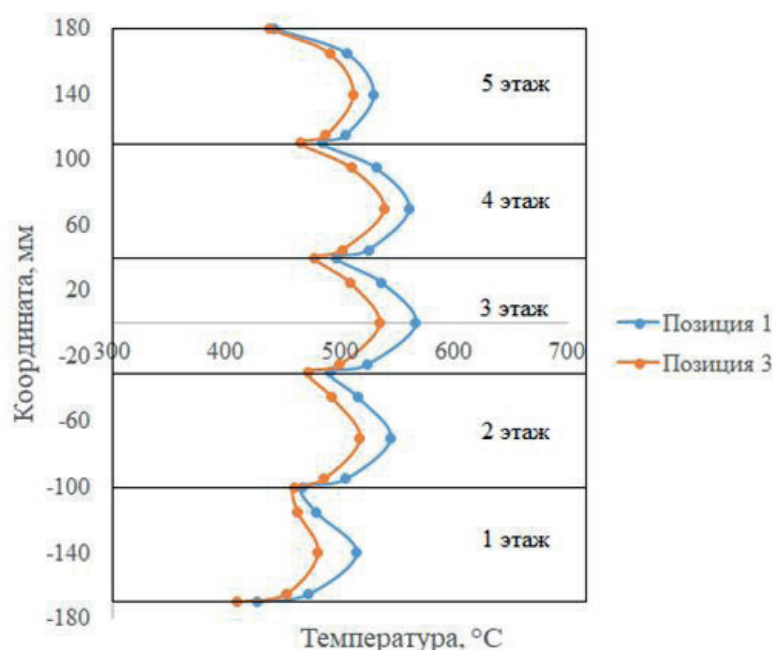


Рис. 5. Распределение температуры по высоте макетов твэлов на этажах в позициях 1 и 3

Заключение

В ходе работы была разработана конструкция облучательного устройства для проведения внутри-реакторных испытаний макетов твэлов ВВЭР-СКД с сердечниками на основе имитаторов распухания. По результатам теплогидравлических расчетов определены конструкционные особенности ОУ и геометрические размеры элементов ОУ. Результаты расчетов показали, что данная конструкция облучательного устройства позволит провести внутриреакторные испытания макетов твэлов ВВЭР-СКД при сверхкритических параметрах теплоносителя в РУ СМ-3. Так, расчетная температура оболочки макетов твэлов находится в диапазоне 510 ± 57 °С. Полученные данные о температурном распределении на оболочке макетов твэлов в условиях, соответствующих эксплуатации реактора ВВЭР-СКД, подтверждают работоспособность предложенной конструкции и ее готовность к практическому применению. Создание облучательного устройства, способного одновременно облучать до 20 макетов твэлов, открывает новые горизонты для экспериментального изучения радиационной стойкости и коррозионных свойств кандидатных конструкционных материалов, что является залогом успешной реализации проектов по созданию реакторов ВВЭР-СКД.

Финансирование

Авторы заявляют об отсутствии источников финансирования.

Конфликт интересов

Конфликт интересов отсутствует.

Вклад авторов

А. Л. Ижutow – формулировка идеи и целей исследования, постановка задачи, выбор методов исследования; разработка концепции исследования; участие в обсуждении результатов.

В. С. Моисеев – разработка конструкции ОУ; создание геометрической CFD-модели ОУ, проведение теплогидравлических расчетов; участие в обсуждении результатов; подготовка текста статьи.

Н. К. Калинина – формулировка идеи и целей исследования, постановка задачи, выбор методов исследования; разработка концепции исследования; разработка конструкции ОУ; участие в обсуждении результатов; подготовка текста статьи.

М. С. Каплина – разработка конструкции ОУ; участие в обсуждении результатов; подготовка текста статьи.

Д. С. Моисеев – проведение нейтронно-физических расчетов, участие в обсуждении результатов; подготовка текста статьи.

Список литературы

1. Глебов А. П., Клушин А. В., Баранов Ю. Д. Перспективы использования реактора ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле // Известия вузов. Ядерная энергетика, 2015. № 1. С. 5–17. DOI: 10.26583/npe.2015.1.01.
2. Калякин С. Г., Кириллов П. Л., Баранов Ю. Д. и др. Перспективы разработки инновационного водоохлаждаемого ядерного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя // ТЕПЛОФИЗИКА: сборник статей, к 65-летию создания Теплофизического отдела ФЭИ. Обнинск: ГНЦ – ФЭИ, 2019. С. 204–214.
3. Семченков Ю. М., Духовенский А. А., Прошин А. А. и др. Проблемы и перспективы легководных реакторов нового поколения со сверхкритическим давлением // Труды отраслевого научно-технического семинара «Реакторы на сверхкритических параметрах воды» (Обнинск, 6–7 сентября 2007 г.). С. 48–61.
4. Белова О. В., Волков В. Ю., Скибин А. П. Методологические основы CFD-расчетов для поддержки проектирования пневмогидравлических систем // Наука и Инновации, 2013. № 5 (17). С. 1–13.
5. Алямовский А. А. SolidWorks. Компьютерное моделирование в инженерной практике. СПб.: Издательство БХВ, 2005. 800 с.
6. Гомин Е. А. Статус МСУ-4 // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика ядерных реакторов», 2006. Вып. 1. С. 6–32.
7. Александров А. А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. М.: Издательство МЭИ, 1999. 164 с.

Thermohydraulic calculation of the design of an irradiation device for in-reactor tests of VVER-SKD fuel rod models with cores based on nuclear fuel swelling simulators

A. L. Izhutov, V. S. Moiseev , N. K. Kalinina, M. S. Kaplina, D. S. Moiseev

SSC RIAR (State Scientific Center, Research Institute for Nuclear Reactors), Dimitrovgrad, Ulyanovsk region, 433510, Russia

 vitaliy.moiseev.2016@mail.ru

Received March 25, 2025; revised May 07, 2025; accepted May 20, 2025

One of the promising projects of the IV generation reactors is water-cooled power reactors with supercritical coolant pressure (VVER-SKD), which is capable of increasing the efficiency of VVER power units by increasing the pressure to 23.5-25 MPa and increasing the coolant temperature to 380 – 540 °C. One of the main problems that will have to be faced when developing the VVER-SKD project is the choice of cladding materials for a fuel element capable of operating at supercritical coolant parameters. To solve this problem, it is necessary to conduct in-reactor tests and post-reactor studies of candidate structural materials for fuel element cladding. For this purpose, it is necessary to develop an irradiation device that could ensure in-reactor tests of candidate structural materials for fuel element cladding under SCP coolant conditions. In the course of the work, thermal hydraulic calculations of the irradiation device design were carried out using the SolidWorks software package. The calculation results showed that this design of the irradiation device will allow for in-reactor testing of VVER-SKD fuel rod mockups at supercritical coolant parameters in the SM-3 research reactor facility.

Keywords: fuel rod mockup, VVER-SKD, irradiation device, thermal-hydraulic calculations, candidate materials, in-reactor testing.

References

1. Glebov A.P., Klushin A.V., Baranaev Yu.D. Perspektivy ispol'zovaniya reaktora VVER-SKD v zamknutom toplivnom cikle [Prospects of VVER-SKD in a closed fuel cycle]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika*, 2015. No. 1. Pp. 5–17. (in Russian)
2. Kalyakin S.G., Kirillov P.L., Baranaev Yu.D. et al. Perspektivy razrabotki innovacionnogo vodoohlazhdaemogo yadernogo reaktora so sverhkriticheskimi parametrami teplonositelya [Prospects for the development of an innovative water-cooled nuclear reactor with supercritical coolant parameters]. *Teplofizika: sbornik statej, k 65-letiyu sozdaniya Teplofizicheskogo otdela FEI*. [Thermophysics: collection of articles, dedicated to the 65th anniversary of the creation of the Thermophysical Department of IPPE]. Obninsk, GNC – IPPE Publ., 2019. Pp. 204–214 (in Russian).
3. Semchenkov Yu.M., Dukhovensky A.A., Proshin A.A., et al. Problemy i perspektivy legkovodnyh reaktorov novogo pokoleniya so sverhkriticheskim davleniem [Problems and prospects of new generation light-water reactors with supercritical pressure]. *Trudy otraslevogo nauchno-tekhnicheskogo seminar «Reaktory na sverhkriticheskikh parametroh vody»*. [Proceedings of the industry scientific and technical seminar «Reactors on supercritical water parameters»]. Obninsk, 2007. Pp. 48–61 (in Russian).
4. Belova O.V., Volkov V.YU., Skibin A.P. Metodologicheskie osnovy CFD-raschetov dlya podderzhki proektirovaniya pnevmogidravlicheskikh sistem [Methodological foundations of CFD calculations to support the design of pneumohydraulic systems]. *Nauka i Innovacii*, 2013. No. 5 (17). Pp. 1–13 (in Russian).
5. Alyamovsky A.A. SolidWorks. Komp'yuternoe modelirovanie v inzhenernoj praktike. [SolidWorks. Computer Modeling in Engineering Practice]. Saint Petersburg, BHV Publ., 2005. 800 p.
6. Gomin E. A. Status MCU-4 [MCU-4 Status]. *Voprosy atomnoj nauki i tekhniki. Seriya «Fizika yadernyh reaktorov»*, 2006. Iss. 1. Pp. 6–32 (in Russian).
7. Aleksandrov A.A. Tablicy teplofizicheskikh svojstv vody i vodyanogo para [Tables of Thermophysical Properties of Water and Water Vapor]. Moscow, MEI Publ., 1999. 164 p.