

гара-А5» с транспортно-энергетическим модулем электрической мощностью 200 кВт позволяет сократить в 3,4 раза стартовую массу при увеличении массы космического аппарата и его полезной нагрузки на геостационарной орбите по сравнению с вариантом использования создаваемой ракеты-носителя сверхтяжелого класса с кислородно-водородным разгонным блоком.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Демянко Ю.Г., Конюхов Г.В., Коротеев А.С. и др. Ядерные ракетные двигатели. М.: ООО «Норминформ», 2001. 416 с.
2. Землянов А.Б., Коссов Г.Л., Траубе В.А. Система морской космической разведки и целеуказания (история создания). СПб: Галея Принт, 2002. 216 с.

3. Кухаркин Н.Е., Пономарев-Степной Н.Н., Усов В.А. Космическая ядерная энергетика (ядерные реакторы с термоэлектрическим и термоэмиссионным преобразованием «Ромашка» и «Енисей»). М.: ИздАт, 2012. 226 с.
4. Гафаров А.А. Проблемы столкновений космических объектов с ядерными источниками энергии на борту с космическим мусором. — В кн.: Космический мусор. В 2 кн., кн. 2. Предупреждение образования космического мусора. М.: Физматлит, 2014. 188 с.
5. Принципы, касающиеся использования ядерных источников энергии в космическом пространстве. Приняты Генеральной Ассамблеей ООН в резолюции 47/68 от 14 декабря 1992 г. Документ ООН № А/АС. 105/572.
6. Коротеев А.С., Акимов В.Н., Архангельский Н.И. и др. Ядерные ракетные двигатели: состояние разработки и перспективы применения. — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 4, с. 206—211.

Поступила в Редакцию 29.04.21

УДК 621.039.54

ЗАКОНОМЕРНОСТИ ТЕПЛООБМЕНА И ВЕРИФИКАЦИЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ КОДОВ ДЛЯ РЕАКТОРОВ, ОХЛАЖДАЕМЫХ ВОДОЙ СВЕРХКРИТИЧЕСКОГО ДАВЛЕНИЯ

Кириллов П.Л. (АО «ГНЦ—ФЭИ», г. Обнинск)

e-mail: kirillov@ippe.ru

В настоящее время основу ядерной энергетики в стране и мире составляют тепловые реакторы с водой под давлением. Это положение, вероятно, сохранится на долгие годы. Система с тепловыми реакторами не исчерпала внутренних возможностей — повышения термодинамической эффективности и более экономного использования топлива. Признано, что одним из путей дальнейшего развития водоохлаждаемых реакторов является повышение давления и к.п.д. термодинамического цикла путем перехода на сверхкритическое давление, как это произошло в тепловой энергетике 70 лет назад.

При существующих условиях разработка конструкции реактора, его узлов и оборудования может продлиться, в лучшем случае, не менее 20—30 лет. Учитывая возможные трудности с запасом и производством топлива в середине XXI в., целесообразно уже сейчас приступить к разработке реактора с водой сверхкритического давления с быстрым или быстро-резонансным спектром нейтронов. Важной особенностью таких реакторов является высокая эффективность использования топлива. При использовании смешанного уран-плутониевого топлива, охлаж-

даемого водой сверхкритического давления, коэффициент его воспроизводства может достигнуть около или больше единицы.

Строительство АЭС сегодня занимает не менее 7—8 лет, что значительно отличается от времени строительства ТЭС и газовых электростанций. Длительный срок снижает привлекательность инвестирования в строительство АЭС, уменьшает конкурентоспособность, приводит к замораживанию средств и увеличению стоимости капиталовложений. Идентичность тепловых схем АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами, сходные (почти одинаковые) температурные условия и другие параметры могут сделать структуру будущей энергетики (ядерной и тепловой) достаточно однородной и по схемам, и по оборудованию. Более того, энергетика в таком случае будет оснащена однотипным оборудованием, что является мощным экономическим преимуществом.

История и состояние развития направления инновационных ядерных реакторов, охлаждаемых водой сверхкритического давления. Идея применения воды сверхкритического давления в реакторах обсуждается с нача-

ла 1960-х годов. Впервые этот вопрос применительно к канальным реакторам был поставлен в докладе Н.А. Доллежаля и др. на 3-й Международной конференции ООН по использованию атомной энергии в мирных целях. В России использование теплоносителя за критических параметров рассматривалось в разные годы в АО «НИКИЭТ», НИЦ «Курчатовский институт», АО ОКБ «Гидропресс» и АО «ГНЦ—ФЭИ». Повышение давления — необходимый естественный путь увеличения экономичности водоохлаждаемых реакторов, поскольку АЭС с такими реакторами имеют низкий к.п.д. (31—34%).

Концепция ядерного реактора типа ВВЭР-СКД (SCWR), охлаждаемого водой при сверхкритическом давлении, разрабатывается в разных странах по программе МАГАТЭ как одна из перспективных. По этой программе — Международный форум «Поколение IV» концептуальные предложения SCWR развиваются с начала текущего тысячелетия более чем в 45 организациях — международных и национальных научно-технических центрах, проектно-конструкторских фирмах и др. 16 стран (США, Канада, Германия, Япония, Южная Корея, Китай и др.). Привлекательность этой концепции во всех странах подтверждается большим числом публикаций в научно-технических журналах. По направлению SCWR только в 2007—2017 г. опубликовано наибольшее число статей 1200 по сравнению с публикациями других направлений, после 2017 г. их не стало меньше.

В соответствии с регламентом МАГАТЭ регулярно по каждому направлению проводятся совещания поочередно в каждой из стран-участниц. В 2011 г. наша страна в лице Госкорпорации «Росатом» и организаций, входящих в ее структуру, была принимающей стороной. Рамочное соглашение подписано 10 членами, принимающими участие в работе руководящих структур. Госкорпорация «Росатом» назначена исполнительной организацией по реализации рамочного соглашения о сотрудничестве по НИОКР для ядерно-энергетических систем Поколения IV. В 2018 г. утверждена программа совершенствования ВВЭР и повышения его привлекательности в условиях двухкомпонентной ядерной энергетической системы, где в долгосрочной перспективе отмечена разработ-

ка ВВЭР-СКД — корпусного энергетического реактора с за критическими параметрами теплоносителя для эффективной работы в ядерной энергетике с замкнутым ЯТЦ с самообеспечением топливом и высоким к.п.д.

Особенности использования воды сверхкритического давления в энергетике. В мировой практике имеется большой опыт использования воды при сверхкритических (25—30 МПа) и суперсверхкритических (30—37 МПа) параметрах в тепловой энергетике. Сотни блоков работают в разных странах, но нет опыта ее использования в качестве теплоносителя ЯЭУ. Для этого требуется решить комплекс научно-технических проблем, включая обоснование нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик, материаловедческие исследования, а также разработку оптимального водно-химического режима. Вода при сверхкритическом давлении подобна неполярным растворителям, и все примеси, включая соли сильных кислот и оснований, образуя ионные пары, почти не диссоциируют в ней. Молекулярная структура воды хорошо известна — она является гетерогенной и состоит из кластеров не связанных между собой газоподобных молекул. Закономерности теплообмена при течении такого теплоносителя (вода при сверхкритическом давлении) характеризуются сильным изменением свойств, отличаются от тех, которые наблюдаются в жидкостях и газах при умеренном давлении и температуре. При рабочих режимах — давление 25 МПа, температура на выходе 500—625 °С изменяются физические свойства воды.

В околоскритической области возникают изменения структуры потока воды вследствие неоднородности температуры. При этом могут наблюдаться значительные перепады плотности и вязкости, а также радиальное перемещение массы между ядром потока и пограничным слоем, прилегающим к стенке. В потоках воды возможны возникновение теплогидравлической неустойчивости течения теплоносителя, неравномерное распределение энерговыделения по объему активной зоны. Таким образом, несмотря на данные, накопленные при проектировании таких энергоблоков в тепловой энергетике на органическом топливе, и опыт создания BWR, PWR, разработка базы знаний для теплогидрав-

лического обоснования концепции ВВЭР-СКД остается одной из актуальных проблем современной ядерной энергетики.

Известные данные и базы данных зарубежных и отечественных экспериментальных исследований теплообмена к воде при сверхкритическом давлении в трубах. Информационный поиск позволил найти 32 набора экспериментальных данных, полученных отечественными исследователями в 1957—1987 гг. о теплообмене к потоку воды при сверхкритическом давлении в вертикальных трубах для условий нагрева. Исследования охватывают режимы в диапазоне $h = 400\text{—}3350$ кДж/кг, $G = 170\text{—}10\,000$ кг/(м²·с), $q = 0,13\text{—}3,4$ МВт/м². В большинстве работ данные приведены в виде графиков распределения температуры стенки по длине обогрева или функции энтальпии потока воды на входе. Выполнена оцифровка экспериментальных данных 1966—1968 гг. На основе выборки данных, полученных при наиболее совпадающих параметрах, сформирован банк экспериментальных точек в отдельных областях режимов. Данные Шицмана (1963) для вертикальной трубы диаметром 8 мм сопоставлены с данными Ямагата (1971) и Аккермана (1970), полученными соответственно на трубах диаметром 7,5, 10 и 9,4 мм при давлении в интервале 22,6—24,5 МПа.

Массив экспериментальных данных, полученных при обработке результатов многих исследований в 1957—1985 гг., характеризуется разбросом, который обусловлен разными условиями экспериментов и погрешностями оцифровки графиков. Проведена сравнительная оценка теплообмена в трубах, содержащаяся в базах данных:

Комиссии по атомной энергии Канады и Университета Оттавы — 28 исходных наборов, 6000 экспериментальных точек;

Института технологии Университета Онтарио (Канада) — 20 исходных наборов, 7997 экспериментальных точек;

Шанхайского транспортного университета SJTU (Китай) — 13 исходных наборов, 11 860 экспериментальных точек;

Штуттгартского университета (Германия) — 15 исходных наборов, 2936 экспериментальных точек.

Эти базы данных включают 36 030 точек, но после исключения дублирующих общее число точек составило 24 121. Большая доля массива данных в этих базах получена при оцифровке графиков из доступных источников. В базе данных AECL из 28 исходных наборов около 50% составляют работы российских ученых.

Выявлены следующие экспериментальные исследования, выполненные в нашей стране и за рубежом в 1967—2005 гг. для условий, которые непосредственно моделируют рабочие параметры ВВЭР-СКД: Херкенрата (1967), Смолина (1981), Письменного и Разумовского (2005), Кириллова и др. (2005). База данных АО «ГНЦ РФ—ФЭИ» основана на прямых измерениях теплообмена в трубе диаметром 10 мм на длине 1 и 4 м, включающих все основные режимы теплообмена.

Экспериментальные исследования физических особенностей и закономерностей теплообмена. Численное моделирование CFD-методами. Рассмотрены основные явления, возникающие в режиме ухудшенного теплообмена, на основе данных для восходящего потока в вертикальной трубе диаметром 8 мм. Распределение температуры стенки по длине трубы имеет характерный ярко выраженный максимум, который смещается по направлению к входу в трубу с увеличением тепловой нагрузки. Ухудшенные режимы теплообмена также отмечены в экспериментах АО «ГНЦ РФ—ФЭИ». Раскрыты особенности механизма режима ухудшенного теплообмена на основе моделей, разработанных Б.С. Петуховым, А.Ф. Поляковым, В.С. Протопоповым, Ю.А. Зейгарником и В.А. Кургановым. Проанализированы эмпирические корреляции для определения границы начала ухудшенного теплообмена. Механизм ухудшенного теплообмена, разработанный в теоретических и экспериментальных работах отечественных исследователей, требует дальнейшего уточнения на основе экспериментов в многостержневых моделях ТВС. В инженерной практике граница начала ухудшенного теплообмена, приводящего к резкому увеличению температуры поверхности стенки канала, определяется параметром $q/(p w^2) = 0,6\text{—}1$ кДж/кг.

Рассмотрены особенности выбора замыкающих соотношений для численного модели-

рования теплообмена CFD-методами (компьютерные гидродинамические коды). Моделирование реального теплогидравлического процесса разделяется на четыре этапа: задание стратегии моделирования, модели течения, численный анализ течения и обработка результатов. На первом этапе определяются геометрия физической системы, свойства материалов и параметры потока с учетом наиболее соответствующей физической модели. Именно первый этап, на котором определяются замыкающие соотношения, является принципиально важным для успешного численного моделирования.

В основе CFD-кодов, основанных на методе локальных параметров, например, FLUENT, ANSYS, CPX 10.0, STAR-CD, лежит численное решение уравнений Рейнольдса. Исходные уравнения записываются в декартовой системе координат. На основе системы этих уравнений численно моделируются перенос количества тепла, импульс и масса при движении вязкой сжимаемой жидкости. Для исследования механизма теплообмена к потоку воды разработаны различные k — ϵ -модели турбулентности для низких и высоких чисел Рейнольдса в пристенном слое. Здесь k — кинетическая энергия турбулентных пульсаций, ϵ — скорость диссипации кинетической энергии турбулентности. Выполнено сравнение российских канальных кодов МИФ-СКД, ТЕМП-СК, КЕДР, модифицированных для расчета теплообмена к потоку воды. Сравнение с результатами зарубежных исследователей показывает, что одной из актуальных задач является усовершенствование моделей турбулентности, включая исследование модифицированной многомерной RNG-модели.

По результатам российских работ описаны режимы нормального и ухудшенного теплообмена с использованием моделирующих рабочих жидкостей — диоксида углерода CO_2 и фреона. Такое моделирование позволяет устранить трудности экспериментов на воде при сверхкритическом давлении, вызванные высокой температурой и давлением, а также упростить и снизить финансовые затраты на исследования.

Проведена оцифровка экспериментальных данных о теплообмене диоксида углерода CO_2 в трубах за период 1966—1985 гг. в России. Проанализированы результаты исследований в нашей стране и за рубежом по моделированию те-

плообмена в пучке стержней с использованием фреона как модельной жидкости. Наибольший массив экспериментальных данных получен в АО «ГНЦ РФ—ФЭИ» на фреоне-12 (R12) для семистержневой модели при 19 режимах, включая нормальный, ухудшенный и улучшенный.

Обсуждена методология обработки экспериментальных данных о теплообмене по результатам работ зарубежных исследователей (Канада, Япония, Южная Корея, Китай), представленных в виде корреляций для расчета коэффициента теплообмена.

Рассмотрены возможности применения CFD-метода для определения механизмов ухудшенного теплообмена. Обобщены результаты работ по скелетным таблицам для теплообмена в закритической области (Канада, Германия). Показаны возможности применения метода нейронных сетей для разработки скелетных таблиц для теплообмена в закритической области на основе опыта НИЯУ МИФИ.

Экспериментальные стенды для исследования теплообмена за рубежом и в России в трубах и пучках стержней. Подготовлена оценка (обзор) современного уровня теплогидравлических стендов для экспериментальных исследований теплообмена к потоку за рубежом. В основном проводятся модификация и введение в строй теплогидравлических стендов на диоксиде углерода и частично на фреоне. Исходя из опыта АО «ГНЦ РФ—ФЭИ», моделирование с использованием диоксида углерода может применяться только для простой геометрии. На точность результатов при моделировании оказывают сильное влияние чистота исходного теплоносителя и наличие примесей. Контроль примесей в диоксиде углерода часто не проводится, поэтому надежность результатов сомнительна.

Теплогидравлические стенды высокого давления АО «ГНЦ РФ—ФЭИ» (3—12 МВт) являются в настоящее время единственными в мире функционирующими на воде, которые позволяют моделировать теплообмен при сверхкритическом давлении на моделях ТВС промышленного масштаба. Разработаны технические требования по совершенствованию крупнейшего (12 МВт) теплогидравлического трехконтурного стенда СВД-2 для экспериментальных исследований теплообмена к воде сверхкритического давления в пучке стержней. Подготовлен проект универ-

сального экспериментального устройства модели из 7—19-стержневой сборки, которая может устанавливаться на стенд. Разработана программа экспериментальных исследований по теплообмену к потоку воды в пучке стержней, результаты которых должны восполнить недостаток данных, необходимых для верификации теплогидравлических расчетов.

Приведем список публикаций, в основном, последних 15 лет, в которых можно найти ссылки на наиболее важные предыдущие. Как уже упоминалось, число публикаций по теме насчитывает только за 2007—2018 гг. 1200, за более продолжительный период, по-видимому, около 2000. Важным в приводимых здесь публикациях является наличие ссылок на обзоры последних лет.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Oka Y., Nomura K., Koshizuka S., Mikohara T. Supercritical-pressure light water cooled fast reactors. — In: Proc. Conf. ICONE-8. USA, 2000, paper ICONE-8216.
2. Kirillov P.L. Heat and mass transfer at supercritical parameters. — In: Proc. of the First Intern. Symp. on SCWR. Tokyo, 2000. Rep.105, p. 58—71.
3. Oka Y., Koshizuka S. Supercritical pressure, once-through cycle light water cooled reactor. — J. Nucl. Sci. Technol., 2001, v.38, № 12, p. 1081—1088.
4. Кириллов П.Л. Переход на сверхкритические параметры — путь совершенствования АЭС с водоохлаждаемыми реакторами. — Теплоэнергетика, 2001, № 12, с. 6—10.
5. Баранев Ю.Д., Кириллов П.Л., Поплавский В.М. Ядерные реакторы на воде сверхкритического давления. — Атомная энергия, 2004, т. 96, вып. 5, с. 375—380.
6. Конобеев Ю.В., Биржевой Г.А. Перспективы использования высоконикелевых сплавов в энергетических реакторах с водой сверхкритического давления. — Там же, с. 394—403.
7. Lowenberg M., Starflinger J., Laurien E., Schulenberg T. A look up table for heat transfer of supercritical water. — In: Proc. Global, 2005. Japan, paper 037.
8. Zhao J., Saha P., Kazimi M. Coupled neutronic and thermal-hydraulic out-of-phase stability of SCWR. — Nucl. Technol., 2008, v. 164, № 10, p. 20—33.
9. Mokry S., Farah A., King K. e. a. Development of a heat-transfer correlation for supercritical water flowing in a vertical bare tube. — Nucl. Engng Design, 2011, v. 241, № 4, p. 1126—1136.
10. Zahlan H., Groeneveld D.C., Tavoularis S. Look-up table for trans-critical heat transfer. — In: 2-nd Canada—China Workshop on Supercritical Water-Cooled Reactors. Toronto, Apr. 25—28, 2010, paper P036.
11. Proceedings GIF Symposium. Annual Report. USA, 2012.
12. T'Joel G., Rohde M. Experimental study of the coupled thermo-hydraulic-neutronic stability of a natural circulation HPLWR. — Nucl. Engng Des., 2012, v. 242, p. 221—232.
13. Guzonas D., Cook W. Cycle chemistry and its effect on material in a SCWR synthesis of current understanding. — Cor. Sci., 2012, v. 65, p. 48—66.
14. Heat Transfer Behaviour and Thermohydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRs). TECDOC-1746. Vienna: IAEA, 2014.
15. Schulenberg T., Leung L., Oka Y. Review of R&D for supercritical water cooled reactors. — Progress Nucl. Energy, 2014, v. 77, p. 282—299.
16. Калякин С.Г., Кириллов П.Л., Баранев Ю.Д. и др. Перспективы разработки инновационного водоохлаждаемого ядерного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя. — Теплоэнергетика, 2014, № 8, с. 13—19.
17. Huang D., Wu Z., Suden B. e. a. A brief review on convection heat transfer of fluids at supercritical pressures in tubes and the recent progress. — Appl. Energy, 2014, v. 63, p. 541—547.
18. Su Y., Chaudry K., Tien W. e. a. Optimization study for thermal efficiency of supercritical water reactor nuclear plant. — Ann. Nucl. Energy, 2014, v. 63, p. 541—547.
19. Zhao M., Gu H., Cheng X. Experimental study on heat transfer of supercritical water flowing downward in circular tubes. — Ibid., 2014, v. 63, p. 339—349.
20. Chen W., Fang X., Xu Yu., Su X. An assessment of correlations of forced convection heat transfer to water at supercritical pressure. — Ann. Nucl. Energy, 2015, v. 76, p. 451—460.
21. Wang H., Bi O., Yang Z. e. a. Experimental and numeral investigation of heat transfer from a narrow annulus to supercritical pressure water. — Ibid., 2015, v. 80, p. 416—428.
22. Wu J., Oka Y. Subchannel analysis with turbulent mixing rate of supercritical pressure fluid. — Nucl. Engng Des., 2015, v. 287, p. 119—130.
23. Dutta G., Maitri R., Zhang C., Jiang J. Numeral model to predict steady and unsteady thermal-hydraulic behavior of supercritical water flow in circular tubes. — Ibid., 2015, v. 289, p. 155—165.
24. Cheng X., Batta A., Bandini G. e. a. European activities on crosscutting thermal-hydraulic phenomena for innovative nuclear systems. — Ibid., 2015, v. 290, p. 2—12.
25. Hughes C., Shubring D., Jordan K. Geometric and material variation of supercritical water reactor. — Ibid., 2017, v. 323, p. 1—7.
26. Shen Z., Yang D., Wang S. e. a. Experimental and numeral analysis of heat transfer to water of supercritical pressures. — Intern. J. Heat Transfer, 2017, v. 108, p. 1676—1688.
27. Алексеев П.Н., Гагаринский А.Ю., Кухаркин Н.Е. и др. Стратегический взгляд на ядерную энергетику Рос-

- сии на современном этапе. — Атомная энергия, 2017, т. 132, вып. 3, с. 123—127.
28. **Rovinski M., Zhao J., White T., Soh Y.** Safety analysis of supercritical water reactors. — *Progress Nucl. Energy*, 2018, v. 106, p. 87—101.
29. **Курганов В.А., Зейгарник Ю.А., Яньков Г.Г., Маслакова И.В.** Теплообмен и сопротивление в трубах при сверхкритических давлениях теплоносителя: итоги научных исследований и практические рекомендации. М.: ООО «Печатный салон Шанс», 2018. 304 с.
30. **Wang H., Laurence K., Leung H. e. a.** A review on recent heat transfer studies to supercritical pressure water in channels. — *App. Thermal Engng*, 2018, v. 142, p. 573—596.
31. **Liu Y., Li Q., Duan X. e. a.** Thermodynamic analysis of a modified system for a 1000 MW single reheat ultra-supercritical thermal power plant. — *Energy*, 2018, v. 145, p. 25—37.
32. **Wang S., Yang D., Zhao Y. e. a.** Heat transfer characteristics of spiral water wall tube in 1000 MW ultra-supercritical boiler with wide operating load mode. — *Appl. Therm. Engng*, 2018, v. 130, p. 501—514.
33. **Laurence K., Leung H., Nava-Dominguez Armando.** Thermal-hydraulics program in support of canadian SCWR concept development. — *Nucl. Engng Rad. Sci.*, 2018, v. 4, p. 011002.
34. **Pioro I., Duffey R., Kirillov P.L. e. a.** Current status and future developments in nuclear power industry of the world. — *Ibid.*, 2019, v. 5, № 2, 27 p.
35. **Lecompte S., Ntavou E., Tchance B. e. a.** Review of experimental research on supercritical and transcritical thermodynamic cycles designed for heat recovery application. — *App. Sci.*, 2019, v. 9, № 12, p. 2571.
36. **Yeoh G.** Thermal hydraulic considerations of nuclear reactor systems: past, present, and future challenges. — *Exper. Comp. Multiphase Flow*, 2019, v. 1, № 1, p. 3—27.

Поступила в Редакцию 26.02.20

УДК 544.344.012-14-13

АДАПТАЦИЯ ДВУХФАЗНОГО МОДУЛЯ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ РАССЛОЕНИЯ В МНОГОКОМПОНЕНТНЫХ СМЕСЯХ

Чуданов В.В., Аксенова А.Е., Леонов А.А., Макаревич А.А. (ИБРАЭ РАН, г. Москва)

e-mail: chud@ibrae.ac.ru

Настоящая статья является продолжением работы [1], в которой были рассмотрены физическая модель для расчета двухфазных процессов в трехкомпонентной смеси и численный метод ее решения, представлены результаты верификации тестовых задач о водяном кране и сепарации. Особенность модели состоит в том, что в стационарных условиях не обеспечивается долговременное удержание контактного разрыва. Для таких задач были предложены модель для расчета двухфазных процессов в двухкомпонентной смеси и численный метод ее решения, основанный на усовершенствованном римановском солвере, которые составили основу вычислительного двухфазного модуля [2]. Данный подход позволяет моделировать задачу расслоения, учитывает межфазное трение и обеспечивает долговременное удержание контактного разрыва. Результаты верификации подхода продемонстрированы на доступных тестовых задачах о распаде разрыва (задача Сода), водяном

кране, расслоении двухфазного потока и течении неравновесной по давлению и скорости двухкомпонентной смеси в вертикальной трубе.

В настоящее время модель реализована для моделирования двухкомпонентных смесей, но может быть в дальнейшем обобщена на случай трех компонентов.

В настоящее время для моделирования сжимаемых двухкомпонентных смесей используются CFD-коды, ориентированные в большинстве случаев на современные суперкомпьютерные технологии, к которым относятся гибридные кластерные ЭВМ. Эти системы с гетерогенной аппаратной вычислительной структурой представляют собой комбинацию вычислительных устройств или блоков, таких, как графические карты GPU и стандартные устройства CPU.

Математическая модель и численный метод. В одномерном случае математическая модель представляет собой систему уравнений, учитывающую межфазное трение [2]: