

СОПОСТАВЛЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЁТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ СЛОЖНОГО ТЕПЛОМАССОПЕРЕНОСА В ШАХТЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА

Д.В. Диденко*, О.Л. Никаноров*, С.А. Рогожкин*, А.А. Аксёнов**,
М.Н. Жестков**, Е.В. Шапоренко**

* АО «ОКБМ им. И.И. Африкантова»

603074, г. Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, 15

** ООО «ТЕСИС»

127083, г. Москва, ул. Юннатов, 18, офис 705



Выполнено сопоставление результатов расчётных и экспериментальных исследований сложного тепломассопереноса в шахте японского высокотемпературного газоохлаждаемого реактора HTTR. Экспериментальные данные представлены в рамках международной координационной программы МАГАТЭ (Coordination Research Program, IAEA).

Расчётные исследования тепломассопереноса в шахте высокотемпературного исследовательского реактора HTTR при работе системы охлаждения шахты реактора выполнены по российскому программному комплексу вычислительной аэрогидродинамики FlowVision. Стационарные расчёты выполнены для двух режимов работы реактора на мощности 9 и 30 МВт.

Для расчётных исследований разработаны трёхмерная геометрическая и расчётная модели, которые включали в себя основные элементы системы охлаждения шахты реактора и корпус реактора с циркулирующим внутри него гелием.

В статье представлены постановка задачи, краткое описание системы охлаждения, расчётной модели, расчётных режимов, а также результаты численного моделирования сложного тепломассопереноса в шахте реактора. Определена мощность, отводимая системой охлаждения, и получены распределения температуры по высоте корпуса реактора и тепловых экранов системы охлаждения шахты реактора. Выполнено сопоставление с экспериментальными данными.

Проведённые расчётные исследования показали, что с помощью программного комплекса FlowVision можно успешно решать задачи сложного тепломассопереноса при наличии нескольких различных рабочих сред в одной расчётной модели.

Полученные результаты расчётного исследования планируется использовать при валидации FlowVision, а также при разработке проекта атомной энерготехнологической станции с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором для производства водорода.

Ключевые слова: расчётное исследование, FlowVision, вычислительная гидродинамика, CFD, теплообмен, высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, система охлаждения шахты реактора, бенчмарк, CRP IAEA, валидация.

Диденко Д.В., Никаноров О.Л., Рогожкин С.А., Аксёнов А.А., Жестков М.Н., Шапоренко Е.В. Сопоставление результатов расчётных и экспериментальных исследований сложного тепломассопереноса в шахте высокотемпературного газоохлаждаемого реактора. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2022. – № 4. – С. 46-57. DOI: <https://doi.org/10.26583/pre.2022.4.04> .

ВВЕДЕНИЕ

Возобновление работ по направлению атомно-водородной энергетики (АВЭ) в Российской Федерации [1] и значительный прогресс в развитии кодов вычислительной гидрогазодинамики (Computational Fluid Dynamics, CFD) позволяют пересмотреть методические подходы, используемые для обоснования теплогидравлических характеристик реакторной установки с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором (РУ ВТГР).

К современным проектам РУ, к которым относится РУ ВТГР, предъявляются повышенные требования по обеспечению безопасности. Одним из ключевых элементов РУ ВТГР, обеспечивающих необходимый уровень безопасности, является система охлаждения шахты реактора (СОШР), которая предназначена для отвода тепла и остаточных энерговыделений, аккумулированных в активной зоне и элементах конструкции реактора, с целью поддержания в допустимых пределах температуры топлива, корпуса реактора и бетона шахты реактора.

В российских и зарубежных проектах РУ ВТГР компоновочные и конструктивно-технологические особенности исполнения СОШР различаются [2, 3], но базовые принципы работы системы и её основные конструктивные элементы остаются неизменными. СОШР устанавливается в шахте реактора и состоит из нескольких независимых каналов теплоотвода равной эффективности, каждый из которых может выполнять функции системы в полном объёме. В состав каждого канала СОШР входит поверхностный охладитель с коллекторами, который представляет собой набор вертикально и горизонтально расположенных теплообменных труб, в которых организована циркуляция воды (принудительная или естественная). Отвод тепла от корпуса реактора к СОШР происходит за счёт естественной конвекции воздуха и излучения в полости бетонной шахты.

В конце прошлого века Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ, IAEA) была инициирована работа координационной программы исследований «Оценка работы высокотемпературного газоохлаждаемого реактора» (Coordination Research Program, CRP) [4], в которой приняли участие научно-исследовательские коллективы из различных стран (Российская Федерация, Китайская Народная Республика, Франция, Япония, Соединённые Штаты Америки и др.). Одним из направлений научно-исследовательских работ являлось выполнение сравнительных (benchmark) теплогидравлических расчётов в обоснование системы охлаждения шахты японского высокотемпературного исследовательского реактора (High Temperature Engineering Test Reactor, HTTR). Расчётные исследования выполнялись как по очень детализированным (для того времени) CFD-моделям, так и по упрощённым инженерным методикам. По итогам этих работ выполнено сравнение результатов расчётов, полученных по разным программным средствам, между собой и с экспериментальными данными, предоставленными японской стороной. Сделаны общие выводы и заключения по отводимой мощности системой охлаждения и изменению температуры корпуса реактора по высоте.

Продолжающийся рост производительности вычислительных и графических аппаратных средств, совершенствование математических алгоритмов и программного обеспечения в области вычислительной гидрогазодинамики (CFD) обуславливают разработ-

ку новых подходов и методов при моделировании теплогидравлических процессов, происходящих в современных реакторных установках. Возможность использования этих методов в расчётной практике должна подтверждаться результатами сравнения с экспериментальными данными. Таким образом, в настоящее время результаты экспериментальных и расчётных исследований СОШР, полученные в рамках координационной программы исследований МАГАТЭ, представляют интерес в связи с проведением валидации современных CFD-кодов для РУ ВТГР, а также с разработкой технического проекта РУ ВТГР для атомной энерготехнологической станции (АЭС) для производства водорода.

КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ СИСТЕМЫ ОХЛАЖДЕНИЯ ШАХТЫ РЕАКТОРА НТТР

Система охлаждения шахты реактора НТТР состоит из верхней, боковой и нижней панелей, которые размещены внутри бетонной шахты реактора (рис. 1) [3, 4]. Панель охлаждения представляет собой набор вертикально или горизонтально расположенных теплообменных трубок. Теплообменные трубки, в которых организована принудительная циркуляция теплоносителя – воды, зажаты с двух сторон стальными листами.

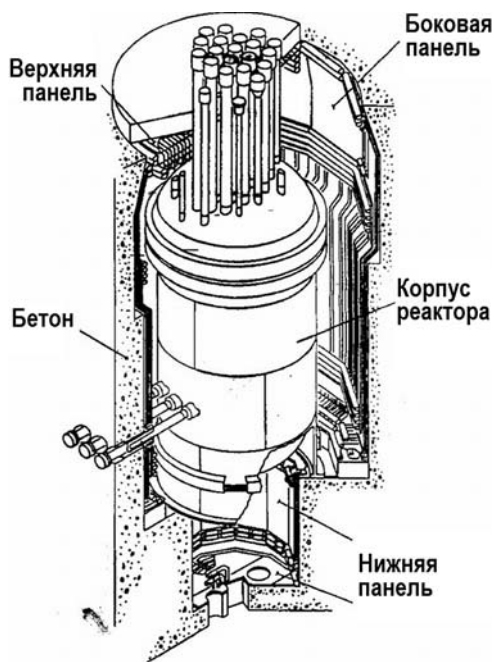


Рис. 1. Схема системы охлаждения шахты реактора НТТР

Боковые панели поделены на двенадцать секций, расположенных вертикально. Подвод и отвод воды по секциям осуществляется из раздающего и собирающего коллекторов. Для улучшения теплоотвода в боковой панели присутствуют дополнительные стальные листы, так называемые тепловые экраны, расположенные вертикально в несколько рядов на расстоянии двух сантиметров друг от друга. Сверху и снизу полости между экранами закрыты стальными листами для образования замкнутого контура естественной циркуляции воздуха в ограниченном пространстве. В экранах по высоте выполнены небольшие щелевые отверстия. После тепловых экранов размещаются вертикальные теплоотводящие трубки, в которых циркулирует вода. Количество рядов тепловых экранов по высоте шахты реактора отличается. В средней части боковой панели располагаются пять экранов, включая экран с трубками. В нижней и верхней частях боковой

панели размещаются по три экрана. Тепловые экраны выполнены из нержавеющей и углеродистой стали.

Отвод тепла от корпуса реактора к тепловым экранам и воздуху между ними происходит за счет излучения и естественной конвекции воздуха в полости бетонной шахты. Ближайшая к бетону панель отводит тепло от воздуха между тепловыми экранами к воде, которая циркулирует в трубках панели.

В шахте реактора имеются четыре кольцевых горизонтальных экрана, которые разделяют пространство между корпусом реактора и бетоном шахты на пять областей. Данные экраны препятствуют образованию естественной циркуляции воздуха в шахте.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ РАСЧЁТНОГО ИССЛЕДОВАНИЯ

Для проведения расчётных исследований СОШР в рамках CRP IAEA в 2001 г. в АО «ОКБМ Африкантов» использовался методический подход, который базировался на применении сразу трёх расчётных кодов: GTAS-M, DUPT и SM-1 [4, 5]. Это связано, в первую очередь, со сложной геометрией панелей охлаждения и необходимостью учитывать в одной расчётной модели сразу три рабочие среды (гелий в реакторе, воздух в шахте, вода в теплообменных трубках) при сложном тепломассопереносе между ними и конструктивными элементами. Всё вышперечисленное в совокупности с ограниченными функциональными возможностями приведённых расчётных кодов и недостатком вычислительных мощностей не позволило решить задачу в полном объёме и требовало разработки упрощённой методики.

В настоящее время в АО «ОКБМ Африкантов» имеются современные программные средства, имеющие большие возможности и широкий функционал для моделирования теплофизических и теплогидравлических процессов. Одним из таких средств является российский программный комплекс (ПК) вычислительной аэрогидродинамики FlowVision. ПК FlowVision предназначен для численного моделирования трёхмерных ламинарных и турбулентных, стационарных и нестационарных, изотермических и неизотермических течений жидкости и газа в технических устройствах различного назначения [6].

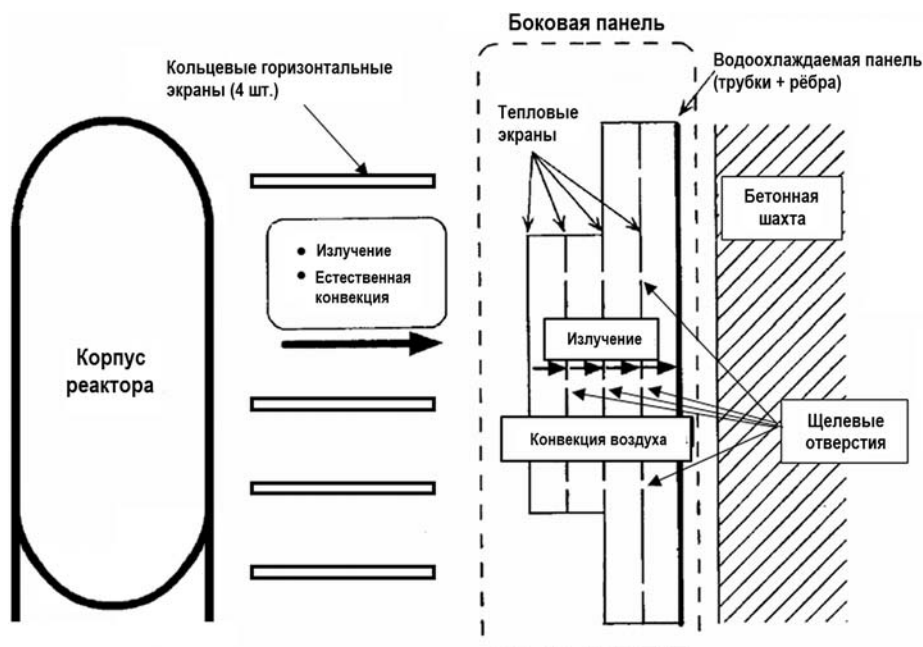


Рис. 2. Схема отвода тепла от реактора НТТР через боковую панель системы охлаждения

Целью теплогидравлических расчётов СОШР при работе НТТР по ПК FlowVision яв-

ляется получение величины тепловой мощности, отводимой системой охлаждения, и температурного профиля на поверхности корпуса реактора и боковых панелей охлаждения и их сравнение с экспериментальными данными, полученными на реакторе.

Рассматривается два стационарных режима работы СОШР – при работе реактора на мощности 9 МВт и на номинальной мощности 30 МВт.

Перенос тепла от нагретого в реакторе гелия к воде в теплообменных трубках осуществляется посредством сложного теплообмена в шахте реактора. В средах гелия, воздуха и воды за счёт совокупного действия таких элементарных физических явлений как конвекция (естественная и вынужденная), тепловое излучение, теплопроводность, происходит передача тепла между основными конструктивными элементами, которыми являются корпус реактора, тепловые экраны и теплообменные трубки панелей системы охлаждения. Описанная схема отвода тепла от реактора к системе охлаждения показана на рис. 2.

РАСЧЁТНАЯ МОДЕЛЬ

Для расчётного исследования по ПК FlowVision разработана трёхмерная геометрическая модель, которая представляет собой реальную конструкцию 1/12 части (сектор 30°) бетонной шахты реактора, в которой размещаются панели охлаждения (верхняя, боковая, нижняя) и корпус реактора. Геометрическая трёхмерная модель и расчётная модель в ПК FlowVision представлены на рис. 3.

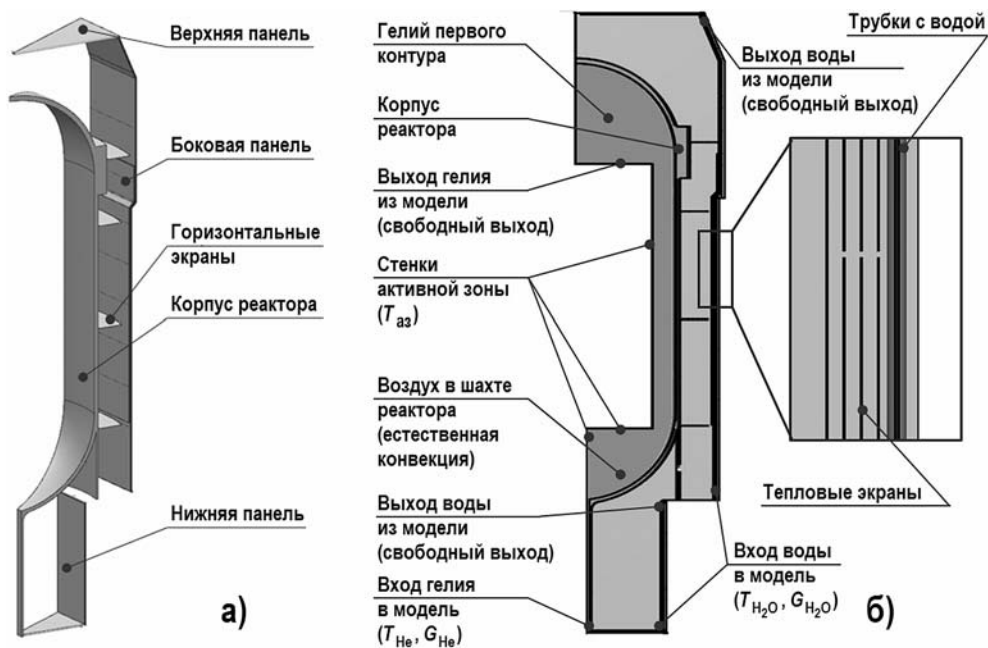


Рис. 3. Геометрическая трёхмерная модель (а) и расчётная модель с граничными условиями в ПК FlowVision (б)

В реакторе моделируются турбулентное движение теплоносителя (гелия) и передача тепла через корпус реактора к воздуху шахты. Далее тепло отводится к воде системы охлаждения с учётом сопряженного теплообмена между различными частями конструкции. Таким образом, в расчётной модели происходит сложный теплообмен (вынужденная и естественная конвекция, излучение, теплопроводность) при наличии трех различных рабочих сред (гелий, воздух, вода).

Характерные размеры конструктивных элементов, входящих в состав панелей охлаждения, меньше размеров основной части конструкции. Разрешение течений в них тре-

бует уменьшения размеров расчётных ячеек, что приводит к значительному увеличению числа узлов расчётной сетки и, соответственно, необходимости использования для расчёта высокопроизводительных вычислительных мощностей. Для оптимизации времени и затрачиваемых вычислительных ресурсов, а также корректного моделирования течения теплоносителя в элементах СОШР применяется модель зазора FlowVision [7], 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.

Гелий (с заданной температурой T_{He} и расходом G_{He}) входит в расчётную модель через кольцевой канал в нижней части реактора и поднимается в верхнюю часть вдоль корпуса. Выходом гелия из модели служит граница входа гелия в активную зону реактора (граничное условие «свободный выход»). Активная зона реактора не моделируется явным образом. Тепловыделение в активной зоне работающего реактора учитывается посредством задания на стенке активной зоны температуры $T_{\text{аз}}$, которая зависит от мощности реактора. На стенках корпуса реактора, а также на остальных стальных поверхностях задаётся граничное условие сопряжённого теплообмена. Вход (с заданной температурой $T_{\text{H}_2\text{O}}$ и расходом $G_{\text{H}_2\text{O}}$) и выход воды в теплообменных трубках осуществляется через подводящие и отводящие коллекторы, расположенные сверху и снизу панелей охлаждения.

В расчётной модели по результатам исследования сеточной сходимости использовалась неравномерная начальная сетка, сгущенная к области охлаждающих панелей. В этих областях, а также в области корпуса реактора размер сетки уменьшен почти в три раза по сравнению с базовым размером остальных ячеек. Так как моделирование течения проводилось со стандартной k - ε -моделью турбулентности, то безразмерное расстояние до стенки y^+ находилось в диапазоне от 30 до 120 в среднем по поверхности. Общее количество расчётных ячеек в модели составило около 3,6 млн.

Основным механизмом переноса тепла от нагретого корпуса реактора к тепловым экранам и теплообменным трубкам СОШР является тепловое излучение. Это обуславливает повышенное внимание к моделированию данного процесса. В расчётных исследованиях, проводимых по CRP IAEA, при моделировании в расчётных кодах теплового излучения угловые коэффициенты не отличались от единицы, таким образом, не учитывалась существенная зависимость характеристик излучения от его направления относительно нормали к реальным криволинейным поверхностям. В ПК FlowVision реализована комплексная модель передачи тепла излучением, в которой при решении уравнения переноса излучения вычисляются угловые коэффициенты в зависимости от телесного угла в полусферическом пространстве излучающей криволинейной поверхности. Это позволяет получать реалистичные результаты в задачах с моделированием переноса излучения между криволинейными поверхностями, а также учитывать взаимное затенение различных поверхностей.

СРАВНЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЁТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

В качестве контрольных параметров для выполнения сравнительного анализа результатов расчётного исследования работы СОШР в ПК FlowVision с результатами экспериментальных исследований на реакторе HTTR принимались значения отводимой тепловой мощности СОШР и профили температуры на поверхности боковых панелей и корпусе реактора. В таблице 1 представлены значения отводимой тепловой мощности СОШР при различных режимах работы реактора.

Результаты расчётов по ПК FlowVision отводимой мощности СОШР показывают,

что в обоих режимах работы реактора значение отводимой мощности получились заниженными относительно экспериментальных величин. Предполагается, что это вызвано более интенсивной, чем в эксперименте, циркуляцией горячего воздуха внутри полостей тепловых экранов, а также за ними, что приводит к снижению эффективности передачи тепла излучением между тепловыми экранами и от них к воде в теплообменных трубках.

Таблица 1

Отводимая тепловая мощность СОШР при различных режимах работы реактора

Параметр	Мощность реактора, МВт					
	9			30		
	Эксперимент	ПК FV	Отклонение, %	Эксперимент	ПК FV	Отклонение, %
Отводимая тепловая мощность, кВт	18,3	13,3	27,3	67,5	59	12,6

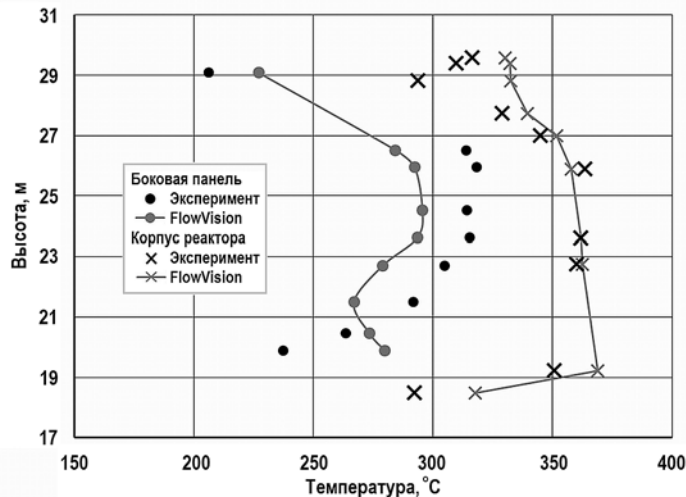
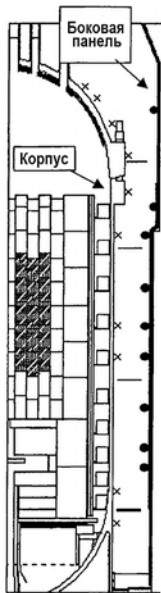


Рис. 4. Распределение температуры на поверхностях корпуса реактора и боковой панели системы охлаждения шахты реактора при работе реактора на мощности 30 МВт

На рисунках 4, 5 представлены сравнения с экспериментальными данными распределений по высоте температур корпуса реактора и боковой панели охлаждения, полученных в ПК FlowVision, при работе реактора на мощности 9 и 30 МВт. В левых частях рисунков дополнительно показаны контрольные точки на корпусе реактора и боковой панели, в которых определялись значения температуры.

Распределения температуры на поверхностях корпуса реактора и боковой панели СОШР при работе реактора в различных режимах, полученные по ПК FlowVision, качественно совпадают с экспериментальными данными. Максимальное отклонение по температуре наружной поверхности корпуса реактора составило 6 %, по температуре поверхности боковой охлаждающей панели – 8 %. Следует отметить, что значение температуры поверхности корпуса реактора больше зависит от физических процессов, происходящих внутри самого корпуса, чем от работы системы охлаждения. Этим объясняется хорошее качественное и количественное совпадение результатов расчётов по ПК FlowVision с экспериментальными данными. Значение температуры боковой панели ох-

лаждения зависит от теплообмена в шахте реактора и работы СОШР, поэтому отклонения по температуре от результатов эксперимента больше, чем аналогичные отклонения для температуры корпуса.

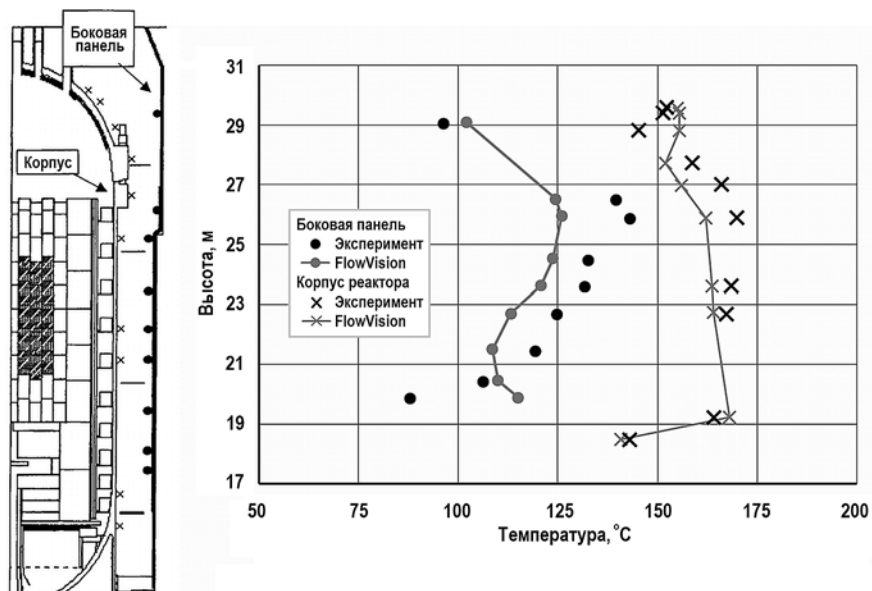


Рис. 5. Распределение температуры на поверхностях корпуса реактора и боковой панели системы охлаждения шахты реактора при работе реактора на мощности 9 МВт

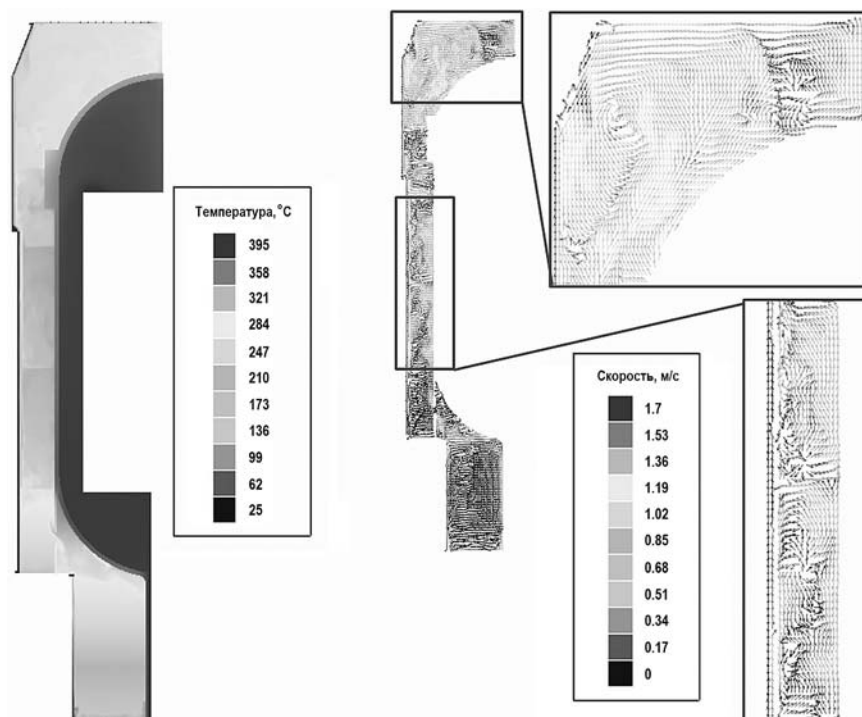


Рис. 6. Поля температуры и скорости в вертикальном центральном сечении расчётной модели при работе реактора на мощности 30 МВт

На рисунке 6 представлены поля температуры и скорости в центральном вертикаль-

ном сечении расчётной области в режиме работы реактора на мощности 30 МВт. Можно сделать вывод, что отвод тепла от корпуса реактора происходит преимущественно через боковую панель системы охлаждения. Это обусловлено наличием горизонтальных кольцевых панелей, которые ограничивают подъем теплого воздуха к верхней панели системы охлаждения. В верхней и средней частях шахты реактора образуются вихревые течения воздуха, что способствует интенсификации теплообмена в этих областях.

Для варианта расчёта СОШР при работе реактора на мощности 9 МВт картины течения воздуха в шахте реактора и температурные поля элементов расчётной модели качественно схожи.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана методика и выполнены с использованием ПК FlowVision расчётные исследования тепломассопереноса в шахте японского высокотемпературного исследовательского реактора HTTR при работе СОШР. Разработаны трёхмерная геометрическая и расчётная модели, которые включали в себя основные элементы СОШР, шахту реактора и корпус реактора с циркулирующим внутри него гелием.

Выполнено сопоставление результатов расчёта тепломассопереноса в шахте реактора по ПК FlowVision с экспериментальными данными, предоставленными в рамках международной координационной программы МАГАТЭ. По результатам расчётного исследования получены распределения температуры по высоте корпуса реактора и тепловых экранов системы охлаждения шахты реактора, определена мощность, отводимая системой охлаждения.

Сопоставление результатов стационарных расчетов, полученных с помощью ПК FlowVision, с экспериментальными данными для режимов работы реактора на мощности 9 и 30 МВт показало хорошее качественное и количественное совпадение основных контрольных параметров. Максимальное отклонение значения тепловой мощности, отводимой СОШР, составило не более 27,3%, а максимальное отклонение значений температуры на поверхностях корпуса реактора и боковых панелей охлаждения составило не более 10%.

Проведённые расчётные исследования показали, что с помощью ПК FlowVision можно решать задачи сложного тепломассопереноса (теплопроводность, вынужденная и естественная конвекция, излучение) при наличии нескольких различных рабочих сред (гелий, воздух, вода) в одной расчётной модели.

Полученные результаты расчётного исследования планируется использовать при валидации ПК FlowVision, а также при разработке проекта АЭС с РУ ВТГР для производства водорода.

Литература

1. Абросимов Н.Г., Кодочигов Н.Г., Кузнецов Л.Е., Петрунин В.В., Пономарев-Степной Н.Н., Сухарев Ю.П. ВТГР – новые перспективы ядерной энергетики. // Атомная энергия. – 2020. – Т. 129. – Вып. 1. – С. 51-53. Электронный ресурс: <http://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/3203/4494> (дата доступа 28.08.2022).
2. Кодочигов Н.Г. и др. Ядерные энергетические установки с высокотемпературными модульными газоохлаждаемыми реакторами: монография. / Под общ. ред. Петрунина В.В. – Нижний Новгород, НГТУ им. Р.Е. Алексеева, 2017. – 745 с. ISBN 978-5-502-00920-1.
3. IAEA-TECDOC-988. High Temperature Gas Cooled Reactor Technology Development. – IAEA, Vienna, 1997. – 470 p. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_988_prn.pdf (дата доступа 28.08.2022).
4. IAEA-TECDOC-1382. Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related to Initial Testing of the HTTR and HTR-10. – IAEA, Vienna,

2003. Электронный ресурс: <https://www.iaea.org/publications/6821/evaluation-of-high-temperature-gas-cooled-reactor-performance-benchmark-analysis-related-to-initial-testing-of-the-htrr-and-htr-10> (дата доступа 28.08.2022).

5. IAEA-TECDOC-1163. Heat Transport and Afterheat Removal for Gas Cooled Reactors Under Accident Conditions. – IAEA, Vienna, 2000. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1163_prn.pdf (дата доступа 28.08.2022).

6. Руководство пользователя программного комплекса FlowVision. Электронный ресурс: <https://flowvision.ru/ru/support-menu-header-ru/download-ru/> (дата доступа 28.08.2022).

7. *Ozturk U., Soganci 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>.

Поступила в редакцию 01.09.2022 г.

Авторы

Диденко Денис Владимирович, инженер-конструктор

E-mail: didenko@okbm.nnov.ru

Никаноров Олег Леонидович, начальник бюро, канд. техн. наук

E-mail: nikanorov@okbm.nnov.ru

Рогожкин Сергей Александрович, начальник отдела, канд. техн. наук

E-mail: rogzhkin@okbm.nnov.ru

Аксёнов Андрей Александрович, технический директор, канд. физ.-мат. наук

E-mail: andrey@tesis.com.ru

Жестков Максим Николаевич, специалист центра технической поддержки

E-mail: mzhestkov@flowvision.ru

Шапоренко Елена Витальевна, программист

E-mail: elena.shaporenko@flowvision.ru

UDC:621.039.52.034.3

BENCHMARKING OF THE RESULTS OF ANALYTICAL AND EXPERIMENTAL STUDIES OF COMPLICATED HEAT AND MASS TRANSFER IN THE CAVITY OF A HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR

Didenko D.V.*, Nikanorov O.L.*, Rogozhkin S.A.*, Aksenov A.A.**, Zhestkov M.N.**, Shaporenko E.V.**

* Afrikantov OKBM JSC

15 Burnakovsky Proezd, 603074 Nizhny Novgorod, Russia

** TESIS LLC

of. 705, 18 Yunnatov Str., 127083 Moscow, Russia

ABSTRACT

The authors of the paper compare the results of analytical and experimental studies of complicated heat transfer in the cavity of the Japanese high-temperature gas-cooled reactor (HTTR). The experimental data are presented within the framework of the IAEA International Coordination Research Program.

The analytical studies of heat transfer in the reactor cavity during the operation of the reactor cavity cooling system were carried out using FlowVision (the Russian software package for computational fluid dynamics). The steady-state calculations were performed for two reactor operating modes, i.e., at a power of 9 and 30 MW, respectively.

For computational studies, three-dimensional geometric and computational models were developed, which included the main components of the reactor cavity cooling system and the reactor vessel with helium circulating inside it.

The paper presents the problem statement, a brief description of the cooling system, computational model and design modes as well as the results of numerical simulation of complicated heat transfer in the reactor cavity. The power removed by the cooling system was determined. The axial temperature distributions in the reactor vessel and thermal shields of the reactor cavity cooling system were also obtained. In addition, the results were compared with the experimental data.

The computational studies have shown that, using the FlowVision software package, it is possible to successfully solve problems of complicated heat transfer when there are several different working media in a single computational model.

The results of the computational study are planned to be used for validating FlowVision and designing a nuclear power engineering plant with a high-temperature gas-cooled reactor for hydrogen production.

Key words: computational studies, FlowVision, computational fluid dynamics, CFD, heat transfer, high-temperature gas-cooled reactor, reactor cavity cooling system, benchmark, CRP IAEA, validation.

Didenko D.V., Nikanorov O.L., Rogozhkin S.A., Aksenov A.A., Zhestkov M.N., Shaporenko E.V. Benchmarking of the Results of Analytical and Experimental Studies of Complicated Heat and Mass Transfer in the Cavity of a High-Temperature Gas-Cooled Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2022, no. 4, pp. 46-57; DOI: 10.26583/npe.2022.4.04 (in Russian).

REFERENCES

1. Abrosimov N.G., Kodochigov N.G., Kuznetsov L.E., Petrunin V.V., Ponomarev-Stepnoi N.N., Sukharev Yu. P. HTGR – New Prospects for Nuclear Energy. *Atomic Energy*, 2020, v. 129, iss. 1, pp. 43-45; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00709-8> (in Russian).
2. Kodochigov N.G. et al. *Nuclear Power Facilities with High-Temperature Modular Gas-Cooled Reactors: Monograph*. Petrunin V.V. (Ed.) Nizhniy Novgorod. R.E. Alekseev NGTU Publ., 2017, 745 p.; ISBN 978-5-502-00920-1 (in Russian).
3. High Temperature Gas Cooled Reactor Technology Development. IAEA-TECDOC-988, IAEA, Vienna, 1997. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_988_prn.pdf (accessed Aug. 28, 2022).
4. Evaluation of High Temperature Gas Cooled Reactor Performance: Benchmark Analysis Related to Initial Testing of the HTTR and HTR-10. IAEA-TECDOC-1382, IAEA, Vienna, 2003. Available at: <https://www.iaea.org/publications/6821/evaluation-of-high-temperature-gas-cooled-reactor-performance-benchmark-analysis-related-to-initial-testing-of-the-htrr-and-htr-10> (accessed Aug. 28, 2022)
5. Heat Transport and Afterheat Removal for Gas Cooled Reactors Under Accident Conditions. IAEA-TECDOC-1163, IAEA, Vienna, 2000. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1163_prn.pdf (accessed Aug. 28, 2022)
6. FlowVision User Guide. Available at: <https://flowvision.ru/ru/support-menu-header-ru/download-ru/> (accessed Aug. 28, 2022) (in Russian).
7. Ozturk U., Soganci 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,

v. 604 (012010); DOI: <https://doi.org/10.1088/1757-899X/604/1/012010>.

Authors

Didenko Denis Vladimirovich, Design Engineer

E-mail: didenko@okbm.nnov.ru

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

E-mail: nikanorov@okbm.nnov.ru

Rogozhkin Sergey Aleksandrovich, Head of the Department, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: rogzhkin@okbm.nnov.ru

Aksenov Andrey Aleksandrovich, Technical Director, Cand. Sci. (Physics and Mathematics)

E-mail: andrey@tesis.com.ru

Zhestkov Maksim Nikolaevich, Technical Support Center Specialist

E-mail: mzhestkov@flowvision.ru

Shaporenko Elena Vitalevna, Developer

E-mail: elena.shaporenko@flowvision.ru