

УДК: 621.039.52.034.3

## Расчетное моделирование теплофизических процессов в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе

Д. В. Диденко<sup>а</sup>, Д. Е. Балусев, И. В. Маров, О. Л. Никаноров,  
С. А. Рогожкин, С. Е. Сорокин

АО «ОКБМ Африкантов»,  
Россия, 603074, г. Нижний Новгород, Бурнаковский проезд, д. 15

E-mail: <sup>а</sup> didenko@okbm.nnov.ru

*Получено 02.05.2023, после доработки — 25.07.2023.*

*Принято к публикации 14.08.2023.*

В настоящее время в Российской Федерации разрабатывается высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, являющийся составной частью атомной энерготехнологической станции, предназначенной для крупномасштабного производства водорода. При разработке проекта высокотемпературного газоохлаждаемого реактора одной из ключевых задач является расчетное обоснование принятой конструкции.

В статье приводится методика расчетного анализа теплофизических характеристик высокотемпературного газоохлаждаемого реактора. Методика базируется на использовании современных вычислительных программ для электронно-вычислительных машин.

Выполнение задачи теплофизического расчета реактора в целом и активной зоны в частности проводилось в три этапа. Первый этап заключается в обосновании нейтронно-физических характеристик активной зоны блочного типа в процессе выгорания с использованием программы MSU-NTR, основанной на методе Монте-Карло. Вторым и третьим этапами являются исследования течения теплоносителя и температурного состояния реактора и активной зоны в трехмерной постановке с требуемой степенью детализации с помощью программ FlowVision и ANSYS.

Для проведения расчетных исследований были разработаны расчетные модели проточной части реактора и колонны тепловыделяющих сборок.

По результатам расчетного моделирования оптимизированы конструкция опорных колонн и нейтронно-физические параметры тепловыделяющей сборки. Это привело к снижению суммарного гидравлического сопротивления реактора и максимальной температуры топливных элементов.

Показана зависимость максимальной температуры топлива от величины коэффициентов неравномерности энерговыделения, определяемой расположением поглощающих стержней и компактов выгорающего поглотителя в тепловыделяющей сборке.

Ключевые слова: высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, ВТГР, активная зона, тепловыделяющая сборка, расчетная модель, теплофизика, теплогидравлика

UDC: 621.039.52.034.3

## Computational modeling of the thermal and physical processes in the high-temperature gas-cooled reactor

D. V. Didenko<sup>a</sup>, D. E. Baluev, I. V. Marov, O. L. Nikanorov,  
S. A. Rogozhkin, S. E. Sorokin

JSC “Afrikantov OKBM”,  
15 Burnakovskiy proezd, Nizhniy Novgorod, 603074, Russia

E-mail: <sup>a</sup> didenko@okbm.nnov.ru

*Received 02.05.2023, after completion – 25.07.2023.*

*Accepted for publication 14.08.2023.*

The development of a high-temperature gas-cooled reactor (HTGR) constituting a part of nuclear power-and-process station and intended for large-scale hydrogen production is now in progress in the Russian Federation. One of the key objectives in development of the high-temperature gas-cooled reactor is the computational justification of the accepted design.

The article gives the procedure for the computational analysis of thermal and physical characteristics of the high-temperature gas-cooled reactor. The procedure is based on the use of the state-of-the-art codes for personal computer (PC).

The objective of thermal and physical analysis of the reactor as a whole and of the core in particular was achieved in three stages. The idea of the first stage is to justify the neutron physical characteristics of the block-type core during burn-up with the use of the MCU-HTR code based on the Monte Carlo method. The second and the third stages are intended to study the coolant flow and the temperature condition of the reactor and the core in 3D with the required degree of detailing using the FlowVision and the ANSYS codes.

For the purpose of carrying out the analytical studies the computational models of the reactor flow path and the fuel assembly column were developed.

As per the results of the computational modeling the design of the support columns and the neutron physical characteristics of the fuel assembly were optimized. This results in the reduction of the total hydraulic resistance of the reactor and decrease of the maximum temperature of the fuel elements.

The dependency of the maximum fuel temperature on the value of the power peaking factors determined by the arrangement of the absorber rods and of the compacts of burnable absorber in the fuel assembly is demonstrated.

Keywords: high-temperature gas-cooled reactor, HTGR, core, fuel assembly, computational model, thermal physics, thermal hydraulics

Citation: *Computer Research and Modeling*, 2023, vol. 15, no. 4, pp. 895–906 (Russian).

## 1. Введение

Сокращение выбросов парниковых газов в атмосферу является ключевой задачей сохранения экологической безопасности планеты и диктует необходимость постепенного перехода с углеводородных видов топлива на экологически чистые виды, такие как водород. Задача производства водорода эффективно может быть решена с использованием высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР), обеспечивающих выработку высокопотенциального тепла [Бедениг, 1975].

Перспективность использования ВТГР определяется высоким уровнем безопасности, а именно: использованием в качестве топлива микротвэлов типа TRISO (tri-structural isotropic) [Melese, Katz, 1984; IAEA-TECDOC-1382, 2003], способных эффективно удерживать продукты деления при высоких температурах, отрицательными значениями температурного коэффициента реактивности, пассивным принципом отвода остаточного тепла при полной потере теплоносителя из первого контура и т. д.

В настоящее время в Российской Федерации разрабатывается высокотемпературный газоохлаждаемый реактор, являющийся составной частью атомной энерготехнологической станции (АЭТС), предназначенной для крупномасштабного производства водорода [Концепция, 2021; Энергетическая стратегия, 2020]. В качестве теплоносителя для разрабатываемого реактора используется гелий, химически инертный по отношению к конструкционным материалам газ, практически не активирующийся под воздействием радиоактивного облучения.

При разработке проекта ВТГР одной из ключевых задач является расчетное обоснование принятой конструкции. В данной работе приводится методика расчетного анализа теплофизических характеристик инновационного высокотемпературного газоохлаждаемого реактора. Методика базируется на использовании современных вычислительных программ для электронно-вычислительных машин (ЭВМ).

Для обоснования нейтронно-физических характеристик активной зоны в процессе выгорания используется программа MCU-HTR [Алексеев и др., 2011]. Для численного моделирования течения теплоносителя в реакторе, определения расходов, скоростей и гидравлических сопротивлений по участкам тракта циркуляции используется отечественный программный комплекс вычислительной гидродинамики FlowVision [Аксёнов, 2017; Аттестационный паспорт FlowVision, 2019]. Результаты этих расчетов используются в качестве исходных данных при анализе температурного состояния тепловыделяющих сборок (ТВС) и определении максимального значения температуры топлива в активной зоне реактора. Численный анализ температурных полей в элементах активной зоны реактора выполняется с использованием программного комплекса ANSYS [Аттестационный паспорт ANSYS, 2020].

## 2. Описание реактора

Разрабатываемый высокотемпературный газоохлаждаемый реактор является составной частью АЭТС для производства водорода [Кодочигов, 2017; Abrosimov et al., 2020]. Реактор представляет собой корпус, в котором размещаются графитовая кладка и активная зона, ограниченные внутрикорпусными металлоконструкциями. Вместе с корпусом внутрикорпусные металлоконструкции формируют тракт циркуляции гелия в реакторе.

Активная зона, являющаяся основным элементом реактора, состоит из шестигранных призматических ТВС, выполненных из графита, с каналами для прохода теплоносителя, тепловыделяющими элементами и компактами выгорающего поглотителя. Активная зона состоит из 370 ТВС, сформированных в колонны по 10 сборок в каждой.

Тепловыделяющие элементы представляют собой графитовую матрицу цилиндрической формы, содержащую топливные частицы из  $UO_2$ , окруженные четырехслойным покрытием типа TRISO.

Компакты выгорающего поглотителя, предназначенные для компенсации избыточной реактивности, выполнены на основе  $B_4C$ .

Активная зона окружена графитовыми отражателями, управление реактором происходит стержневыми рабочими органами системы управления и защиты. В качестве резервной системы останова (PCO) предусмотрены каналы для ввода поглощающих шариков на основе  $B_4C$ .

При нормальной эксплуатации реактора циркуляция гелия в реакторе происходит по замкнутому контуру за счет перепада давления, создаваемого главным циркуляционным компрессором. В реакторе гелий циркулирует через графитовую кладку, внутри которой заключена активная зона. Отводя тепло, выделяемое в активной зоне, гелий нагревается до  $850^\circ C$  и поступает в высокотемпературный промежуточный теплообменник (ВПТ), который выступает связующим звеном с промежуточным контуром, передающим тепло, предназначенное для осуществления химической реакции производства водорода. Охлаждаясь в ВПТ до  $330^\circ C$ , гелий снова поступает на вход в реактор и далее в активную зону.

### 3. Методика моделирования

Одной из основных задач при разработке ВТГР является определение температуры топлива при работе реактора в режимах нормальной эксплуатации и при нарушениях нормальной эксплуатации. Данная характеристика является одним из критериев безопасности реакторной установки, от нее зависят мощность и параметры работы реактора.

Первым этапом выполнения задачи теплофизического расчета активной зоны является обоснование ее нейтронно-физических характеристик в процессе выгорания с использованием кода MCU-HTR, основанного на методе Монте-Карло [Gurevich, Bryzgalov, 1994; Metropolis, Ulam, 1949].

Следующим этапом являются исследования течения теплоносителя и температурного состояния реактора и активной зоны в трехмерной постановке с требуемой степенью детализации с помощью программ FlowVision и ANSYS. На этом этапе теплофизического расчета используются результаты нейтронно-физического расчета, а именно величины удельных энерговыделений в активной зоне и коэффициентов неравномерности энерговыделений по высоте и радиусу активной зоны.

Вычислительный комплекс FlowVision предназначен для численного моделирования трехмерных ламинарных и турбулентных, стационарных и нестационарных, изотермических и неизо-термических течений жидкости и газа с использованием метода конечного объема [FlowVision, 2023]. Математическая модель движения жидкости, реализованная в вычислительном комплексе FlowVision, основывается на численном решении уравнений Навье–Стокса и дополнительных замыкающих уравнениях стандартной  $k$ - $\epsilon$ -модели турбулентности [Снегирёв, 2009; Wilcox, 1994].

Программа для ЭВМ ANSYS (модуль Thermal) предназначена для определения температур в конструкциях произвольной геометрии методом конечных элементов при стационарной или нестационарной постановке задачи [ANSYS, 2023].

С помощью вычислительного комплекса FlowVision выполняется теплогидравлический расчет активной зоны, в ходе которого определяются расход теплоносителя, приходящегося на каналы охлаждения ТВС и зазоры между ними, скорости течения теплоносителя, гидравлические сопротивления различных участков по ходу движения теплоносителя. С использованием результатов расчетов по FlowVision определяется температурное состояние самих ТВС и топлива в них по программе ANSYS.

Для решения задачи теплогидравлического расчета модель реактора должна удовлетворять следующим требованиям:

- по возможности подробно описывать реальную геометрию конструкции реактора и его основных элементов;
- учитывать все механизмы теплообмена и теплопередачи, существующие в реакторе;
- учитывать неравномерность энерговыделения в активной зоне.

На базе вычислительного комплекса FlowVision была разработана модель (рис. 1), предназначенная для расчетного исследования трехмерного течения теплоносителя в реакторе.

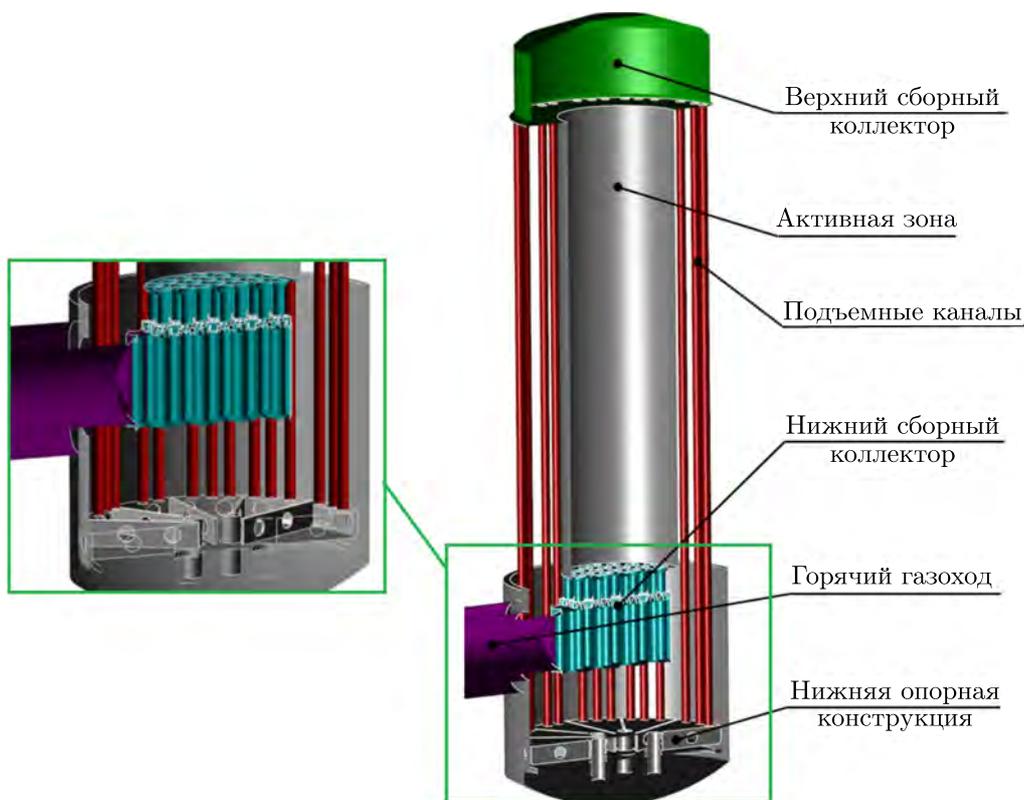


Рис. 1. Модель реактора для расчета по FlowVision

Модель представляет собой проточную часть реактора и состоит из активной зоны, графитовой кладки с подъемными каналами, нижнего сборного коллектора и горячего газохода.

В качестве граничных условий на входе в реактор задаются нормальная массовая скорость, соответствующая расходу гелия, циркулирующего в первом контуре, а также температура теплоносителя, равная 330 °С. На выходе задается граничное условие типа «свободный выход».

Для моделирования активной зоны применяется объект программы FlowVision «модификатор», позволяющий задавать в избранной области модели удельные энерговыделения, приведенные к объему «модификатора», и гидравлическое сопротивление, эквивалентное сопротивлению реальной конструкции активной зоны.

Основная проблема теплогидравлического расчета активной зоны реактора связана с необходимостью моделирования сложной геометрии, состоящей из нескольких десятков колонн ТВС,

в которых необходимо учитывать тепловыделяющие элементы, каналы для прохода теплоносителя, рассчитывать перераспределение потока теплоносителя между каналами охлаждения и вертикальными зазорами между гранями призматических тепловыделяющих сборок. В такой постановке расчет активной зоны сопряжен с использованием детальной расчетной сетки, описывающей все геометрические подробности модели, что влечет за собой необходимость привлечения значительных вычислительных мощностей и резко увеличивает время счета. В связи с этим графитовая кладка и активная зона моделируются с помощью модели пористого тела с заданием удельного гидравлического сопротивления и удельных объемных энерговыделений.

Для оптимизации времени и затрачиваемых вычислительных ресурсов, а также корректного моделирования течения теплоносителя в элементах реактора применяется модель зазора FlowVision [Ozturk et al., 2019], которая позволяет решать задачи течения жидкости в узких, по сравнению с основной геометрией, каналах без дополнительного измельчения расчетной сетки. Модель зазора предполагает, что в узком канале имеет место установившееся плоское течение, для которого известны силы сопротивления в зависимости от числа Рейнольдса.

Для определения теплогидравлических характеристик пористого тела, моделирующего активную зону, был выполнен вспомогательный расчет проточной части фрагмента графитовой кладки, состоящего из трех топливных колонн, заданных секторами по  $120^\circ$  (рис. 2).

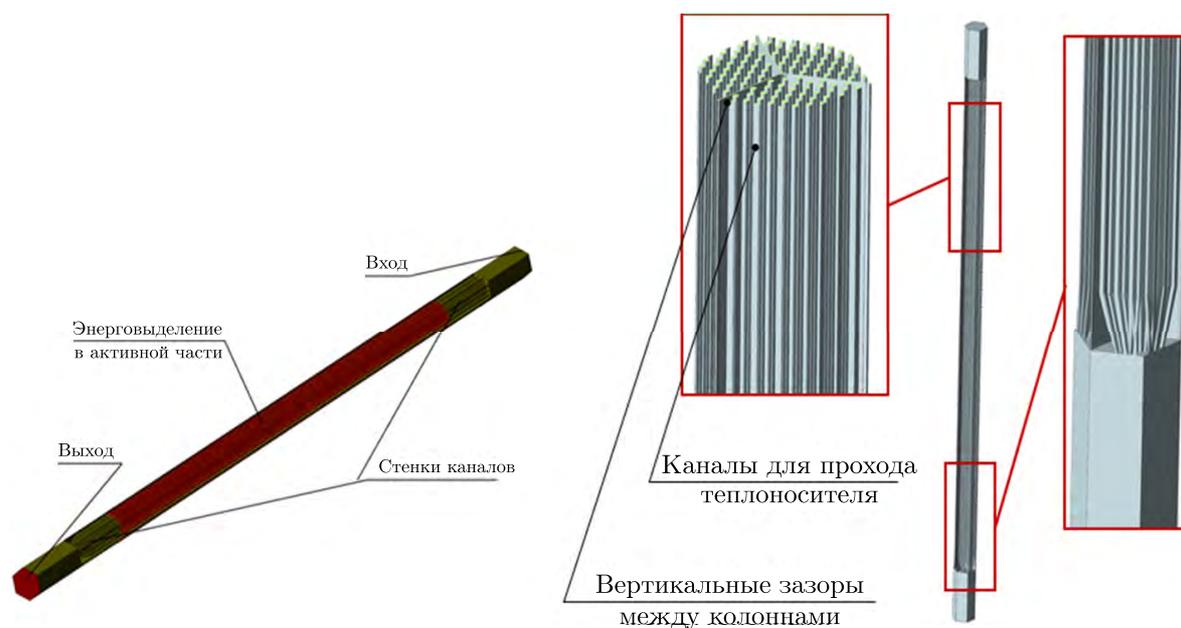


Рис. 2. Модель фрагмента графитовой кладки для расчета по FlowVision

В результате расчета с использованием первой модели были получены данные о перепаде давления на графитовой кладке и активной зоне реактора на основании которых, с учетом геометрии активной зоны, была вычислена средняя величина расхода гелия, приходящаяся на колонны ТВС и зазоры между ними.

Расчет температурного состояния ТВС выполняется с помощью программы ANSYS. Расчетная модель представляет собой половину колонны ТВС, включая графитовые блоки верхнего и нижнего отражателей (рис. 3).

При расчете консервативно принимается, что теплообмен между соседними колоннами ТВС в активной зоне отсутствует, а тепловыделение осуществляется только в тепловыделяющих элементах.

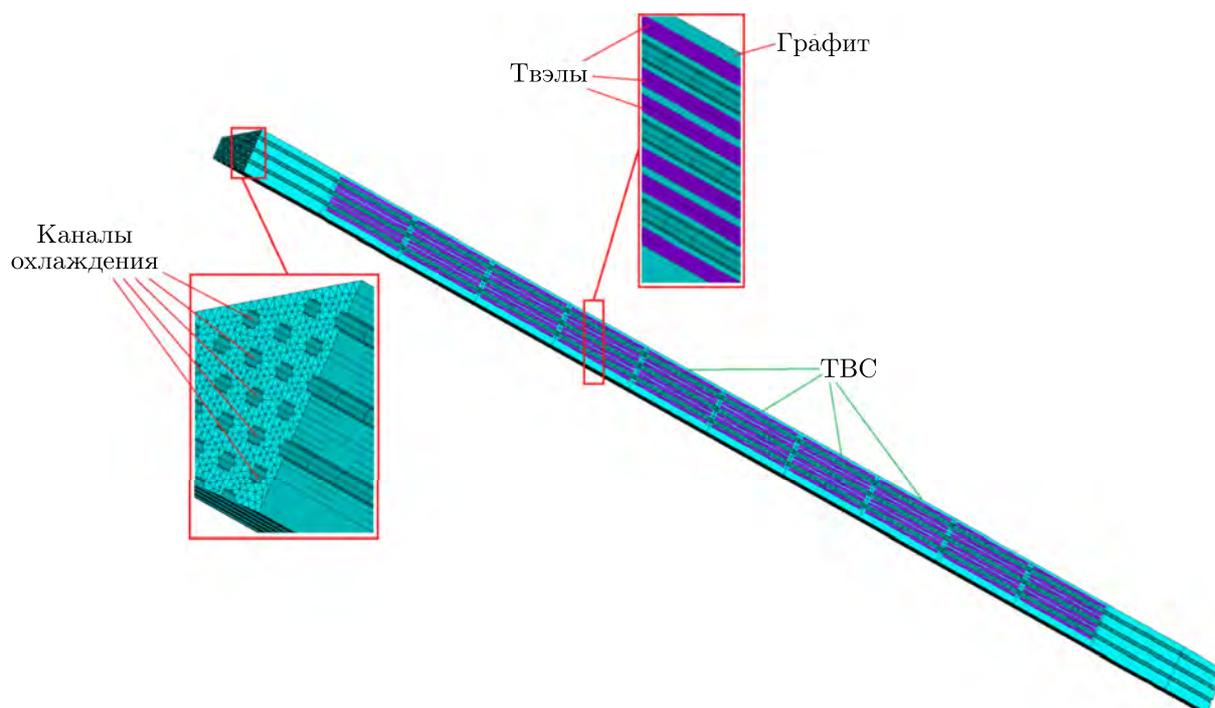


Рис. 3. Модель колонны ТВС (в разрезе)

В качестве граничных условий в данном расчете принимаются:

- средняя величина расхода гелия, приходящаяся на одну колонну ТВС, с учетом зазора между соседними колоннами, полученная в ходе расчета течения гелия в реакторе с помощью FlowVision на предыдущем этапе;
- давление гелия на выходе из колонны, равное нулю («условие свободного выхода»);
- удельное энерговыделение в тепловыделяющих элементах с учетом неравномерности энерговыделения по радиусу и высоте каждой колонны ТВС, рассчитанное по зависимости:

$$q_v = \frac{N_r}{V_f} \cdot K_r \cdot K_z, \quad (1)$$

где  $q_v$  — удельное энерговыделение в ТВЭле, Вт/м<sup>3</sup>;  $N_r$  — мощность реактора, Вт;  $V_f$  — объем топлива в реакторе, м<sup>3</sup>;  $K_r$  — коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу;  $K_z$  — коэффициент неравномерности энерговыделения по высоте.

Коэффициенты неравномерности энерговыделения (рис. 4) были получены в ходе нейтронно-физического расчета по программе MCU-HTR.

Теплообмен в каналах охлаждения и на боковых гранях ТВС моделируется при помощи технологии, основанной на использовании расчетного элемента FLUID116, представляющего собой элементарную «трубку тока» и позволяющего рассчитывать подогрев теплоносителя и соответствующее ему гидравлическое сопротивление каждого из каналов охлаждения. Для учета теплообмена между каждой из «трубок тока», моделирующих течение, и поверхностью каналов охлаждения, внутри которых они расположены, на элементах FLUID116 задается зависимость

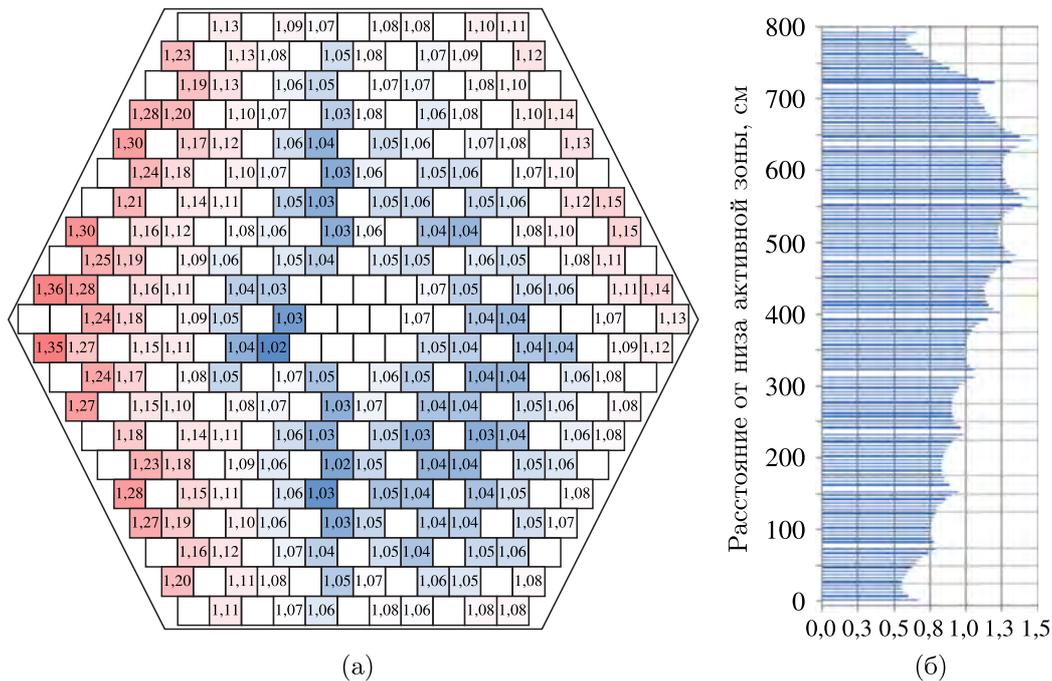


Рис. 4. Коэффициенты неравномерности энерговыделения по радиусу (а) и высоте (б) активной зоны

коэффициента теплоотдачи от температуры поверхности канала охлаждения. Теплоотдача определяется по соотношению [Кириллов и др., 2010]

$$\text{Nu} = 0,021 \cdot \text{Re}^{0,8} \cdot \text{Pr}_{he}^{0,43} \cdot \left( \frac{\text{Pr}_{he}}{\text{Pr}_c} \right)^{0,25}, \quad (2)$$

где  $\text{Re}$  — число Рейнольдса, определяемое как [Михеев, Михеева, 1977]

$$\text{Re} = \frac{\nu \cdot d}{\nu}, \quad (3)$$

где  $\nu$  — скорость движения гелия, м/с;  $\nu$  — кинематическая вязкость гелия,  $\text{м}^2/\text{с}$ ;  $\lambda_{he}$  — коэффициент теплопроводности гелия,  $\text{Вт}/(\text{м} \cdot \text{К})$ ;  $\text{Pr}_c$  — число Прандтля;  $d_g$  — гидравлический диаметр канала, м.

Теплофизические свойства гелия принимаются в соответствии с [КТА 3102.1, 1979].

Таким образом, в каждом канале охлаждения ТВС определяются гидравлическое сопротивление и подогрев теплоносителя.

#### 4. Результаты расчетного моделирования

В ходе расчета рассматривается номинальный режим работы реактора на 100%-м уровне мощности.

С помощью программного комплекса FlowVision были получены основные теплогидравлические характеристики в контрольных сечениях расчетной модели, а также величины гидравлических сопротивлений отдельных элементов проточной части и реактора в целом (рис. 5). Значение скорости и давления теплоносителя приведено относительно их максимальных величин в данном контрольном сечении.

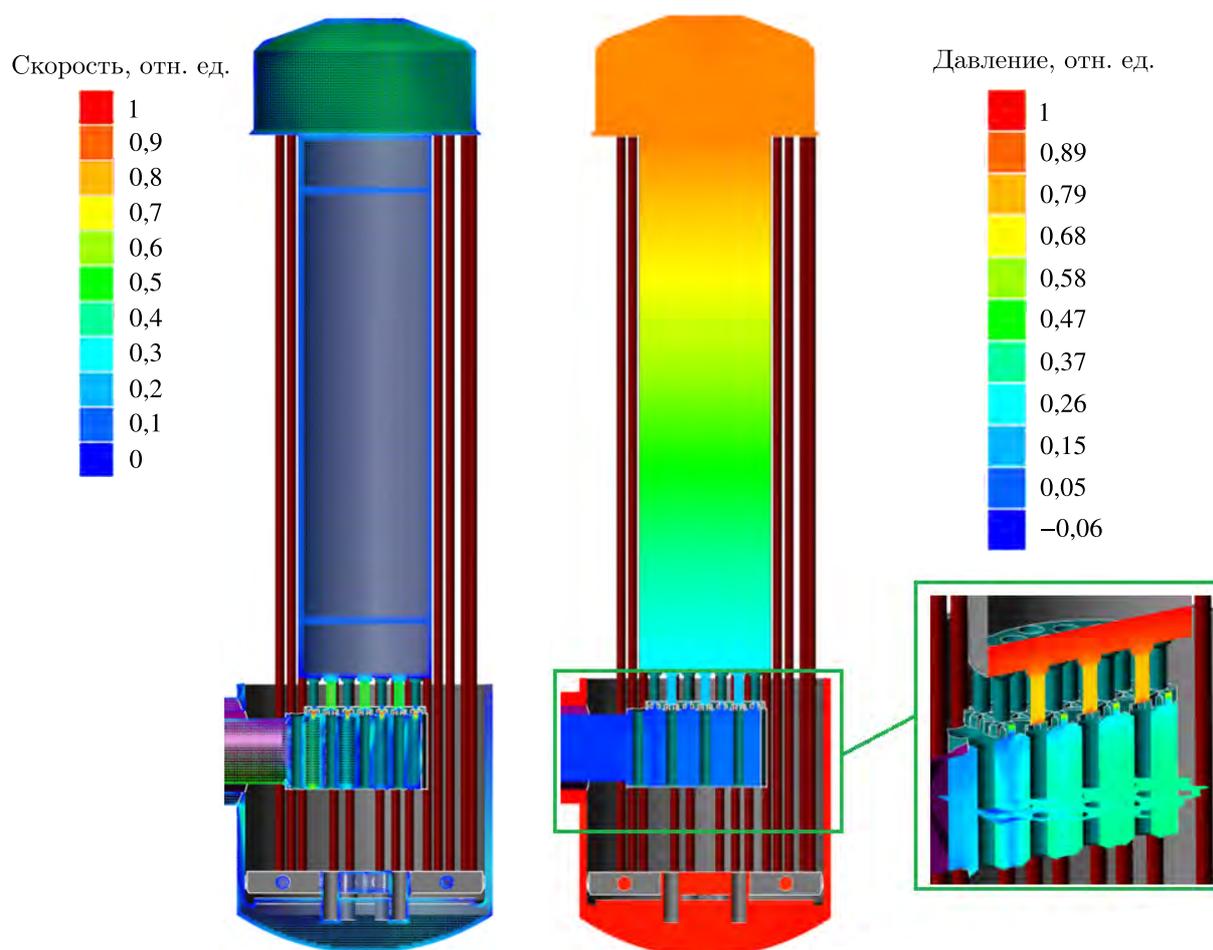


Рис. 5. Результаты теплогидравлического расчета реактора в программном комплексе FlowVision

Результаты моделирования показывают, что перепад давления на графитовой кладке и активной зоне составляет примерно 50 % от всего перепада давления в реакторе. Еще 20 % суммарного перепада давления реализуется на входе в нижний сборный коллектор, где реализуются максимальные скорости гелия. По результатам расчета оптимизирована конструкция опорных колонн, в которых были отмечены максимальные значения скорости газа, что позволяет снизить величину гидравлических потерь в реакторе.

В результате расчета температурного состояния колонны ТВС с помощью программы ANSYS были получены поля температуры в каждой из тепловыделяющих сборок. Расчет температурного состояния колонны ТВС показал, что максимальная температура гелия, графита и топливных компактов реализуется на выходе из последней по ходу движения гелия ТВС (рис. 6). Зависимость температуры топлива и составляющих компонентов колонны ТВС представлена на рис. 7. Значение температуры компонентов на рис. 6 и 7 приведено относительно максимальной температуры топлива.

Анализ полученных результатов свидетельствует о том, что неравномерность энерговыделения оказывает большое влияние на температурное состояние ТВС.

В частности, расчетным путем были получены предельные величины неравномерности энерговыделения, при которых максимальная температура топлива может находиться в допустимых пределах. На основании данных расчета температурного состояния оптимизирована конструкция ТВС в части расположения компактов выгорающего поглотителя, а также конструкция

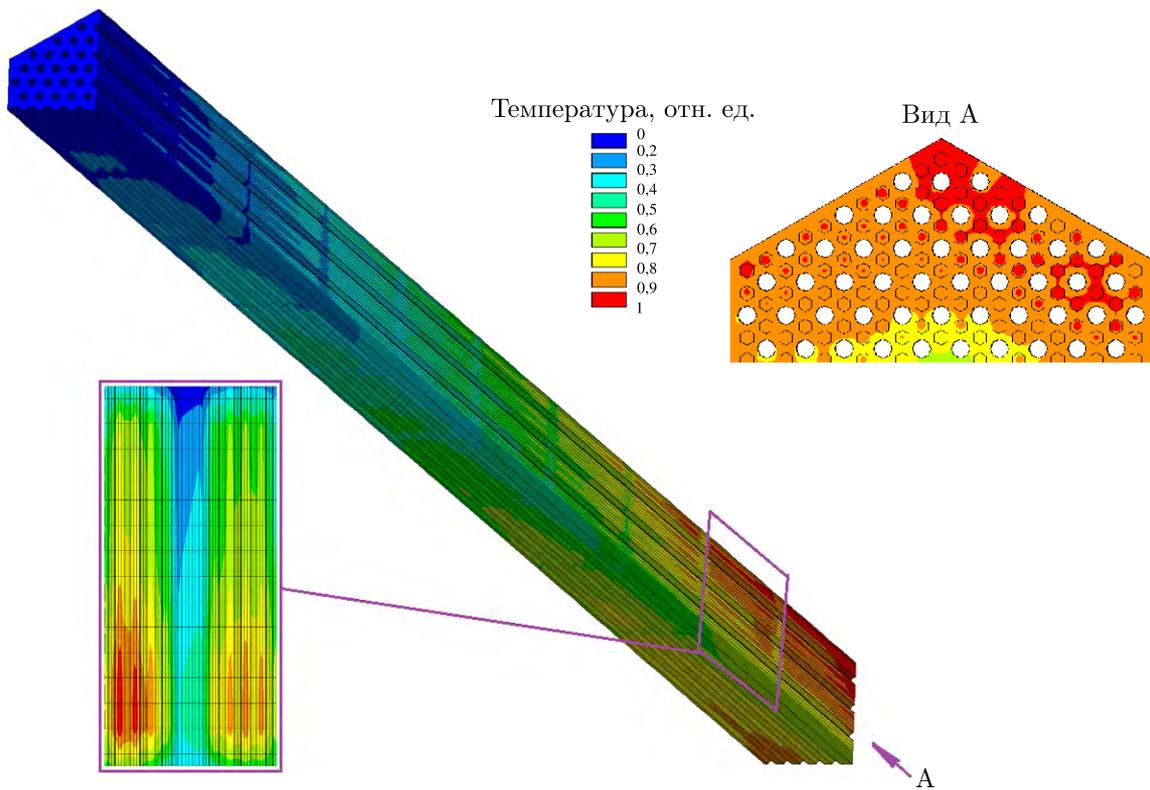


Рис. 6. Результаты расчета температурного состояния колонны ТВС

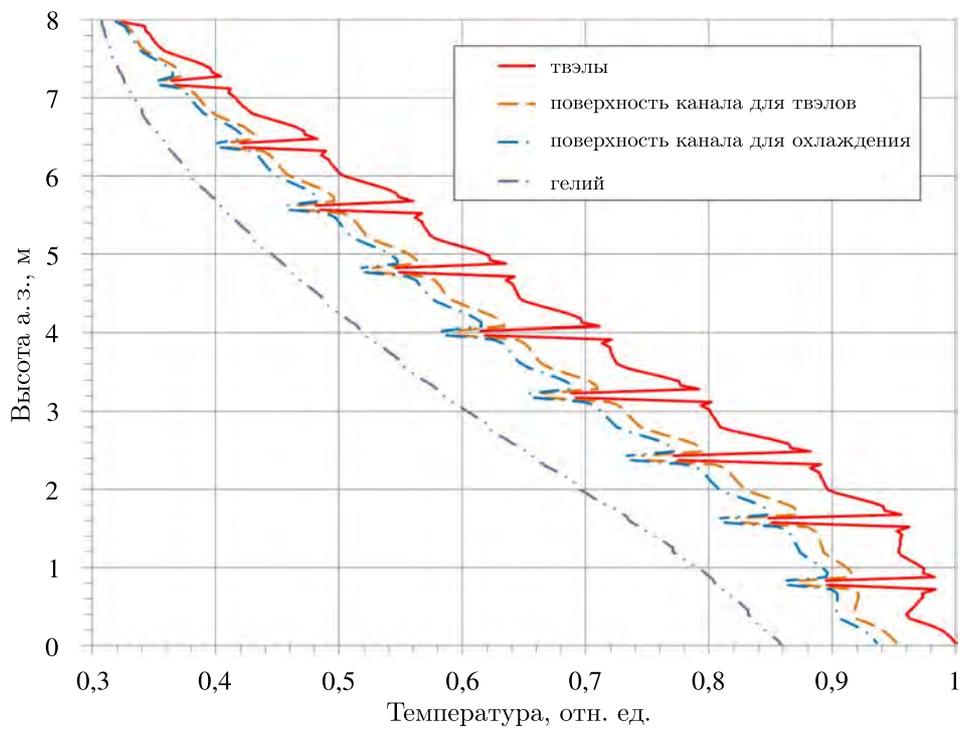


Рис. 7. Зависимость температуры колонны ТВС по высоте

всей активной зоны реактора в части расположения поглощающих стержней, в результате чего коэффициенты неравномерности энерговыделения в зоне оказались ниже предельно допустимой величины.

## 5. Заключение

Разработана методика, которая представляет собой комплексное расчетное исследование, включающее нейтронно-физический, теплофизический и теплогидравлический расчеты характеристик активной зоны перспективного высокотемпературного газоохлаждаемого реактора. В рамках данной методики разработаны расчетные модели активной зоны (для нейтронно-физического расчета), проточной части реактора (для теплогидравлического расчета) и составных частей активной зоны (для расчетов температурного состояния). Данные расчетные модели разработаны на базе современных программных средств — MCU-HTR, FlowVision и ANSYS.

С помощью разработанной методики выполнены расчетное обоснование нейтронно-физических характеристик активной зоны в процессе выгорания, моделирование течения теплоносителя в ВТГР и расчет температурного состояния ТВС.

По результатам расчетного моделирования оптимизированы конструкция опорных колонн и нейтронно-физические параметры ТВС. Это привело к снижению суммарного гидравлического сопротивления реактора и максимальной температуры топливных элементов.

Показана зависимость максимальной температуры топлива от величины коэффициентов неравномерности энерговыделения, определяемой расположением поглощающих стержней и компактов выгорающего поглотителя в ТВС.

## Список литературы (References)

- Аксёнов А. А.* FlowVision: Индустриальная вычислительная гидродинамика // Компьютерные исследования и моделирование. — 2017. — Т. 9, № 1. — С. 5–20. — DOI: 10.20537/2076-7633-2017-9-5-20
- Aksenov A. A.* FlowVision: Industrialnaya vychislitel'naya gidrodinamika [FlowVision: Industrial computational fluid dynamics] // Computer Research and Modeling. — 2017. — Vol. 9, No. 1. — P. 5–20. — DOI: 10.20537/2076-7633-2017-9-5-20 (in Russian).
- Алексеев Н. И., Большагин С. Н., Гомин Е. А. и др.* Статус MCU-5 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. — 2011. — Вып. 4. — С. 4–23.
- Alekseev N. I., Bol'shagin S. N., Gomin E. A. et al.* Status MCU-5 [The status of MCU-5] // Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Ser. Fizika i tekhnika yadernykh reaktorov. — 2011. — No. 4. — P. 4–23 (in Russian).
- Аттестационный паспорт программы для ЭВМ ANSYS версия 19 (Mechanical APDL). Регистрационный номер 505 от 14.12.2020 г.
- Attestation passport of the computer program ANSYS Mechanical APDL (version 19). Registration number 505 from 14.12.2020 (in Russian).
- Аттестационный паспорт программы для ЭВМ FlowVision. Регистрационный номер 492 от 19.12.2019 г.
- Attestation passport of the computer program FlowVision. Registration number 492 from 19.12.2019 (in Russian).
- Бедениг Д.* Газоохлаждаемые высокотемпературные реакторы / пер. с нем.; под ред. Ю. И. Митяева. — М.: Атомиздат, 1975. — 224 с.
- Bedenig D.* Gazoohlazhdaemye vysokotemperaturnyye reaktory [Gas-cooled high temperature reactors] / per. s nem.; pod red. Yu. I. Mityaeva. — Moscow: Atomizdat, 1975. — 224 p. (in Russian).
- Кириллов П. Л., Бобков В. П., Жуков А. В., Юрьев Ю. С.* Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. Т. 1. Теплогидравлические процессы в ЯЭУ / под общ. ред. П. Л. Кириллова. — М.: ИздАт, 2010. — 776 с.
- Kirillov P. L., Bobkov V. P., Zhukov A. V., Yur'ev Yu. S.* Spravochnik po teplogidravlicheskim raschetam v yadernoi energetike. T. 1. Teplogidravlicheskie protsessy v YaEU [Guide to thermal-hydraulic calculation in nuclear power. Vol. 1. Thermal-hydraulic processes in NPP] / pod obshch. red. P. L. Kirillova. — Moscow: IzdAt, 2010. — 776 p. (in Russian).

- Кодочигов Н. Г.* Ядерные энергетические установки с высокотемпературными модульными газоохлаждаемыми реакторами: монография. — *Кодочигов Н. Г. и др.* / под общей ред. В. В. Петрунина. — Нижний Новгород: Нижегородский государственный технический университет им. Р. Е. Алексеева, 2017. — 745 с.
- Kodochigov N. G.* Yadernye energeticheskie ustanovki s vysokotemperaturnymi modul'nymi gazoohlazhdaemymi reaktorami [Nuclear power plants with high temperature modular gas-cooled reactors]: monographiya. — Nizhny Novgorod: Nizhny Novgorod State Technical University n.a. R. E. Alekseev, 2017. — 745 p. (in Russian).
- Концепция развития водородной энергетики в Российской Федерации, утверждена распоряжением Правительства Российской Федерации от 5 августа 2021 г. № 2162-р.
- Kontseptsiya razvitiya vodorodnoi energetiki v Rossiiskoi Federatsii [The concept of the development of hydrogen energy in the Russian Federation], utverzhdena rasporyazheniem pravitel'stva Rossiiskoi Federatsii ot 5 avgusta 2021 g. No. 2162-p (in Russian).
- Михеев М. А., Михеева И. М.* Основы теплопередачи. — М.: Энергия, 1977.
- Mikheyev M. A., Mikheyeva I. M.* Osnovy teploperedachi [Fundamentals of heat transfer]. — Moscow: Energiya, 1977 (in Russian).
- Снегирёв А. Ю.* Высокопроизводительные вычисления в технической физике. Численное моделирование турбулентных течений: учеб. пособие. — СПб.: Изд-во Политехн. ун-та, 2009. — 143 с.
- Snegirev A. Yu.* Vysokoproizvoditel'nye vychisleniya v tekhnicheskoi fizike. Chislennoe modelirovanie turbulentnykh techenii [High performance computing in technical physics. Numerical simulation of turbulent flows]: ucheb. posobie. — Sanct Peterburg: Izd-vo Politekhn. un-ta, 2009. — 143 p. (in Russian).
- Энергетическая стратегия Российской Федерации на период до 2035 года, утверждена распоряжением Правительства Российской Федерации от 9 июня 2020 г. № 1523-р.
- Energeticheskaya strategiya Rossiiskoi Federatsii na period do 2035 goda [Energy strategy of the Russian Federation for the period up to 2035], utverzhdena rasporyazheniem pravitel'stva Rossiiskoi Federatsii ot 5 iyunya 2020 g. No. 1523-p (in Russian).
- 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. — Vol. 129, iss. 1. — P. 43–45. — <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00709-8>
- ANSYS. Official website. — [Electronic resource]. — <https://www.ansys.com> (accessed: 02.05.2023).
- Evaluation of high temperature gas cooled reactor performance: Benchmark analysis related to initial testing of the HTTR and HTR-10. — Vienna: IAEA, 2003. — IAEA-TECDOC-1382.
- FlowVision 3.13.02: Руководство пользователя. — ООО ТЕСИС, 2023. — [Электронный ресурс]. — [https://flowvision.ru/webhelp/fvru\\_31302/](https://flowvision.ru/webhelp/fvru_31302/) (дата обращения: 31.03.2023).
- FlowVision 3.13.02: User's guide. — [Electronic resource] (in Russian). — [https://flowvision.ru/webhelp/fvru\\_31302/](https://flowvision.ru/webhelp/fvru_31302/) (accessed: 31.03.2023).
- Gurevich M. I., Bryzgalov V. I.* The neutrons flux density calculation by Monte Carlo code for the double heterogeneity fuel // Proc. of Int. Conf. on Reactor Physics and Reactor Computations. — Tel-Aviv, Jan. 23–26, 1994. — P. 190–196.
- Kerntechnischer Ausschuss (KTA). — Sicherheitstechnische Regeldes KTA. — KTA 3102.1.
- Melese G., Katz R.* Thermal and flow design of helium-cooled reactors. — La Grange Park, Illinois USA: American Nuclear Society, 1984.
- Metropolis N., Ulam S.* The Monte Carlo method // J. Amer. Stat. Assoc. — 1949. — Vol. 44. — P. 33.
- Ozturk U., Soğancı S., Akimov V., Tutkun M., Aksenov A.* Validation of FlowVision CFD on ICCS2015 test case: Application of gap model and SGGR for leakage flow prediction in a dry screw compressor. — IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. — 2019. — Vol. 604 (012010). — <https://doi.org/10.1088/1757-899X/604/1/012010>
- Wilcox D. C.* Turbulence modeling for CFD. — DCW Industries, Inc., 1994. — 460 p.