

**Березовская И.Э.<sup>1\*</sup>, Витюк Г.А.<sup>2</sup>, Толеубеков К.О.<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>Казахский национальный университет имени аль-Фараби, Казахстан, г. Алматы

<sup>2</sup>Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Казахстан, г. Курчатов,

\*e-mail: Yryna.Berezovskaya@kaznu.kz

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ**

Развитие реакторов на быстрых нейтронах и атомной энергетики является актуальной задачей. Для разработки проектов в области ядерной энергетики необходимо проводить различные теплогидравлические расчеты. Использование результатов расчетов позволит своевременно проводить корректировку в проектировании, что резко повышает ответственность за надежность оборудования реактора.

Данная работа посвящена исследованию процессов гидродинамики и теплообмена реактора на быстрых нейтронах электрической мощностью 600 МВт с объемным энерговыделением до 0,494 ГВт/м<sup>3</sup>.

В данной работе приводятся результаты расчетов по гидродинамике и теплообмену в сегменте выделенной области ТВС быстрого натриевого реактора. В процессе работы создана 3D-модель выбранной области ТВС. Компьютерное моделирование проводилось в программном комплексе ANSYS FLUENT. Расчеты проводились с использованием турбулентной модели k-ε движения теплоносителя.

Показаны неравномерности распределений температур по высоте активной зоны в различных областях ТВС, распределение скорости теплоносителя, а также показатели давления. Анализ полученных результатов показывает, что температуры конструктивных элементов не превышают допустимых температур, перепад давления значительно ниже, чем в реакторах другого типа.

**Ключевые слова:** быстрые реакторы, теплообмен, теплоноситель, температура, тепло-выделяющая сборка, перепад давления.

Berezovskaya I.E.<sup>1\*</sup>, Vityuk G.A.<sup>2</sup>, Toleubekov K.O.<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Al-Farabi Kazakh National University, Kazakhstan, Almaty

<sup>2</sup>Institute of Atomic Energy of the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kazakhstan, Kurchatov

\*E-mail: Yryna.Berezovskaya@kaznu.kz

### **Modeling thermophysical processes in a nuclear reactor on fast neutrons**

The development of reactors on the fast neutrons and nuclear power engineering is generally responsible for its formation. One of them is that the responsibility for the reliability of the reactor equipment, its calculation, creation and operation sharply increases. For the development of projects in the field of nuclear energy, it is necessary to carry out various thermalhydraulic calculations. Using the results of calculations will allow for timely adjustment in the engineering.

This work is devoted to the study of the processes of hydrodynamics and heat exchange of reactor on fast neutrons with an electrical power of 600 MW with a volumetric energy release up to 0.494 GW / m<sup>3</sup>.

In the process of work, 3D model of the selected fuel assembly area was created in the program Gambit. Computer modeling was carried out in the ANSYS FLUENT software package as a result of which thermal state of fuel assembly for established mode of heat transfer was defined. The calculations were carried out using the k-ε coolant motion turbulent model.

This article presents the results of calculations on hydrodynamics and heat transfer in a segment of the selected fuel assembly of a fast sodium reactor. The non-uniformity of temperature distributions along the height of the active zone in various areas of fuel assemblies, the distribution of the heat carrier velocity, as well as pressure indicators are shown. The analysis of the results obtained shows that the temperatures of the structural elements do not exceed the permissible temperatures; the pressure drop is significantly lower than in reactors of another type.

**Key words:** fast reactors, heat transfer, heat carrier, temperature, fuel assembly, energy release, pressure drop.

Березовская И.Э.<sup>1\*</sup>, Витюк Г.А.<sup>2</sup>, Төлеубеков К.О.<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Әл-Фараби атындағы Қазақ ұлттық университеті, Қазақстан, Алматы қ.

<sup>2</sup>ҚР ҰЯЦ «Атом энергиясы институты» филиалы, Қазақстан, Курчатов қ.

\*e-mail: Yryna.Berezovskaya@kaznu.kz

### Шапшаң нейтронды ядролық реакторда жылуфизикалық үдерістерді моделдеу

Шапшаң нейтрондарда және атом энергетикасында реакторларды дамыту жалпы өзінің қалыптасуына жауапкершілік артады. Олардың бірі реактор жабдықтарының сенімділігіне, оның есебіне, құру және пайдалану үшін жауапкершіліктің кенет өсуі болып табылады. Ядролық энергетика саласында жобаларды әзірлеу үшін түрлі жылу гидравликалық есептерді жүргізу қажет. Есептердің нәтижелерін пайдалану жобаға өз уақытында түзету енгізуге мүмкіндік береді. Осы жұмыс электрлік қуаты 600 МВт, көлемді энергия бөлінуі 0,494 ГВт/м<sup>3</sup> дейінгі шапшаң нейтрондардағы реактордың гидродинамикалық және жылуалмасу үдерістерін зерттеуге арналған.

Осы жұмыста шапшаң натрийлі реактордың ЖШЖ таңдап алынған ауданының сегментіндегі гидродинамикалық және жылуалмасуы бойынша есептердің нәтижелері келтірілген. Жұмыстың үдерісінде таңдап алынған ЖШЖ ауданының 3D моделі жасалды. Компьютерлік моделдеу ANSYS FLUENT программалық кешенінде жүргізілді. Есептемелер жылу тасымалдағыш қозғалысының к-ε турбуленттік моделін пайдалана отырып жүргізілді.

ЖШЖ түрлі аудандарындағы белсенді аумақтың биіктігі бойынша температураның таралуының біркелкі еместігі, жылу тасымалдағыш жылдамдығының таралуы, сондай-ақ қысым көрсеткіштері көрсетілді. Алынған нәтижелердің талдауы құрылымдылық элементтердің температурасы рұқсат етілген температурадан артпайтындығын, қысымның күрт түсуі басқа типті реакторларға қарағанда елеулі төмен екендігін көрсетті.

**Түйін сөздер:** шапшаң реакторлар, жылуалмасу, жылу тасымалдағыш, жылу шығарғыш жинағы, қуатты босату, қысымның ауыспалығы.

### Введение

Многие специалисты утверждают, что дальнейшее развитие атомной энергетики невозможно без перехода к строительству и эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах. Они позволяют более эффективно использовать запасы урана, решать задачи охраны окружающей среды. Наконец, они еще более безопасны, чем строящиеся сейчас ядерные энергоблоки [1-8].

Безопасность эксплуатации атомной станции – одна из важнейших задач по обеспечению защиты сотрудников и окружающей среды от радиационного излучения и других последствий, как во время нормальной работы, так и при возможных авариях. Поэтому при разработке необходимо учитывать все возможные параметры и ситуации, которые могут возникнуть в процессе эксплуатации для их недопущения в будущем [9-12].

Необходимость развития методов численного моделирования гидродинамики и теплообмена для обоснования проектных решений и безопасности реакторных установок требуют проведения экспериментальных исследований

для получения данных по физическим закономерностям теплофизических процессов, характеристикам гидродинамики и теплообмена в РУ, соотношений для замыкания уравнений численных моделей и верификации расчетных кодов [13].

Таким образом целью данной работы является анализ особенностей гидродинамики и теплообмена в ТВС быстрого натриевого реактора выполнение для обоснования проектных параметров активной зоны ядерного реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в режиме нормальной эксплуатации.

### Постановка задачи моделирования теплофизических процессов в ядерном реакторе на быстрых нейтронах

В процессе работы выполнено моделирование стационарного режима работы тепловыделяющей сборки реактора на быстрых нейтронах, конструкция которого изображена на рисунке 1а. Тепловыделяющие элементы с наружным диаметром  $d_{нар} = 6,9$  мм расположены в ТВС треугольной упаковки (шахматное расположение) с шагом 7,95 мм.

Для численного моделирования теплообмена ТВС реактора на быстрых нейтронах была выбрана расчетная область тепловыделяющей сборки, состоящая из 6 регулярных элементарных ячеек, образованных семью твэлами. Расчетная область представлена на рисунке 1б.

Модель исследуемого твэла была разработана с учетом наличия центрального отверстия в

топливном сердечнике и газового зазора между топливом и оболочкой твэла.

Разработка модели выбранной области тепловыделяющей сборки проводилась при помощи программы Gambit [16], входящего в состав программного комплекса ANSYS FLUENT. Расчетная сетка для модели представлена на рисунке 1в.

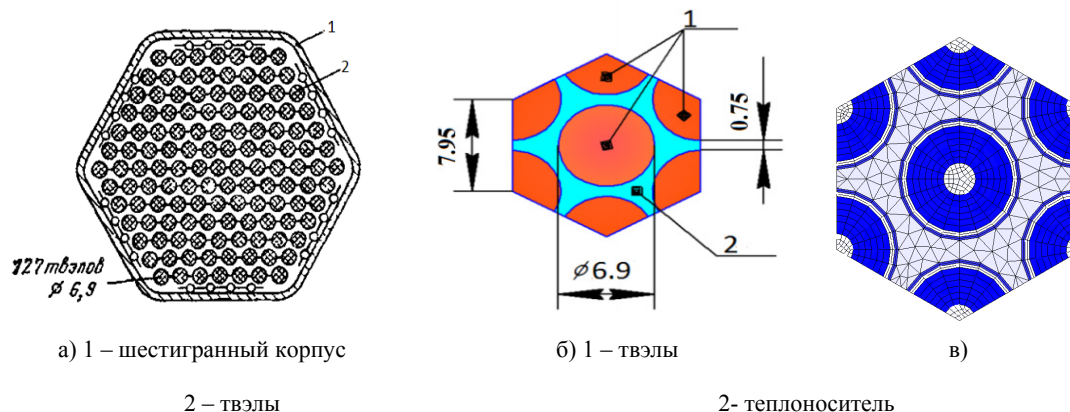


Рисунок 1 – Тепловыделяющая сборка (ТВС) для реактора БН-600

Таблица 1 – Технические характеристики

Характеристика	Значение
Тепловая мощность $Q_p$ , МВт	1430
Температура натрия, К на входе в реактор $t_{вх}$ на выходе из реактора $t_{вых}$	653 823
Размеры активной зоны, м диаметр высота	20,5 7,6
Толщина отражателя, м	4
Ядерное топливо	UO <sub>2</sub>
Число ТВС в активной зоне $n_{ТВС}$ , шт	370
Число твэлов в ТВС $n$ , шт	129
Расход теплоносителя через реактор, кг/с	0,131
Материал оболочки	сталь
Средняя теплоемкость теплоносителя $\langle C_p \rangle$ , Дж/кг·К	1344
Внешний диаметр твэла $d_{тв}$ , мм	6,9
Внешний диаметр топливной таблетки $d_{топ}$ , мм	6,0
Внутренний диаметр топливной таблетки $d_{вн}$ , мм	1,8
Теплопроводность топлива $\lambda_{топ}$ , Вт/(м·К)	3,0
Толщина оболочки $\delta_{об}$ , мм	0,4
Теплопроводность оболочки $\lambda_{об}$ , Вт/(м·К)	45,4
Эффективная теплопроводность зазора $\lambda_{г}$ , Вт/(м·К)	0,35

Объектом теплогидравлического расчета является активная зона реактора на быстрых нейтронах БН-600. Расчет распределения температуры теплоносителя, оболочки твэла и центра топливного столба по высоте ТВС проводился при следующих заданных исходных данных: закон энерговыделения, расход теплоносителя на один твэл, тип и геометрия твэл, температура теплоносителя на входе в ТВС. Начальные данные для проведения теплогидравлического расчета на основе литературного источника [17,18] и представлены в таблице 1.

Массовый расход натрия  $G$  определяется по формуле

$$G = \frac{Q_p}{C_p \Delta T \cdot n \cdot n_{ТВС}} = 0,131 \text{ кг/с}, \quad (1)$$

где  $Q_p$  – тепловая мощность реактора,  $C_p$  – средняя теплоемкость теплоносителя,  $\Delta T$  – разница температур между входом и выходом теплоносителя,  $n$  – число твэлов в ТВС,  $n_{ТВС}$  – число ТВС в активной зоне [19].

Ввиду того, что в данной задаче имеет место теплообмен с сильно изменяющимися теплофи-

зическими свойствами теплоносителя, необходимо для расчета теплообмена учитывать изменение свойств теплоносителя от температуры. Изменение свойств теплоносителя учитывались путем введения следующих эмпирических зависимостей (2) [8]:

$$\rho(t) = 949 - 0.223t - 1.75 \cdot 10^{-5} \cdot t^2 \quad (2)$$

$$\mu(t) = 1.2162 \cdot 10^{-5} \cdot \rho^{\frac{1}{3}} \cdot e^{\frac{0.6976 \cdot \rho(t)}{t}}$$

$$C_p(z) = 1436 - 0.5805t + 4.62 \cdot 10^{-4} \cdot t^2,$$

где  $\rho(t)$  – плотность теплоносителя,  $\mu(t)$  – коэффициент динамической вязкости теплоносителя,  $C_p(z)$  – коэффициент теплоемкости теплоносителя

Теплофизические свойства диоксида урана, оболочки твэла задавались на основе [9].

Распределение энерговыделения по высоте реактора, представленное на рисунке 3, соответствует распределению энерговыделения в активной зоне реактора на быстрых нейтронах [10].

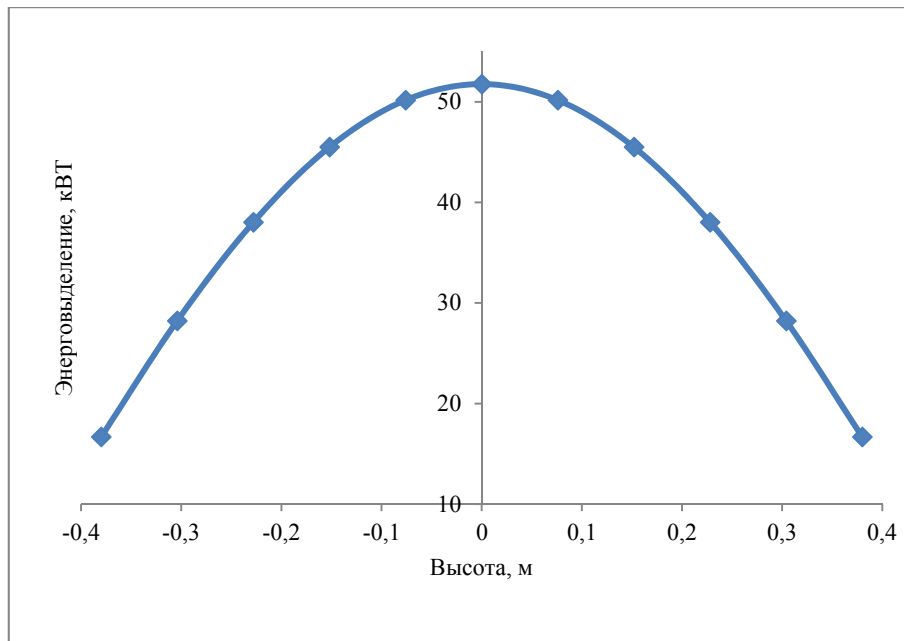


Рисунок 2 – Распределение энерговыделения по высоте ТВС

Для обеспечения заданного энерговыделения топливо разделено по высоте на равные части высотой 0,76 м каждый. В итоге, топливо разбито на 10 равных частей. Максимальное энерговыделение наблюдается в центре топливного столба и равняется  $q_v = 0.494 \frac{\text{ГВт}}{\text{м}^3}$ .

### Результаты численного эксперимента

Для проведения теплогидравлического расчета использовался программный комплекс ANSYS FLUENT, который применяется для решения задач моделирования теплопереноса,

включая различные виды конвекции, излучения, а также определения различных теплогидравлических параметров [11].

Расчеты проводились с использованием турбулентной модели  $k - \varepsilon$  движения теплоносителя [20].

На рисунке 4 показано распределение температуры теплоносителя и оболочки по высоте активной зоны. Перепад температур составляет  $\Delta T = 173$  К. Температура теплоносителя практически совпадает с температурой наружной оболочки твэла. Это объясняется высоким коэффициентом теплоотдачи теплоносителя и оболочки.

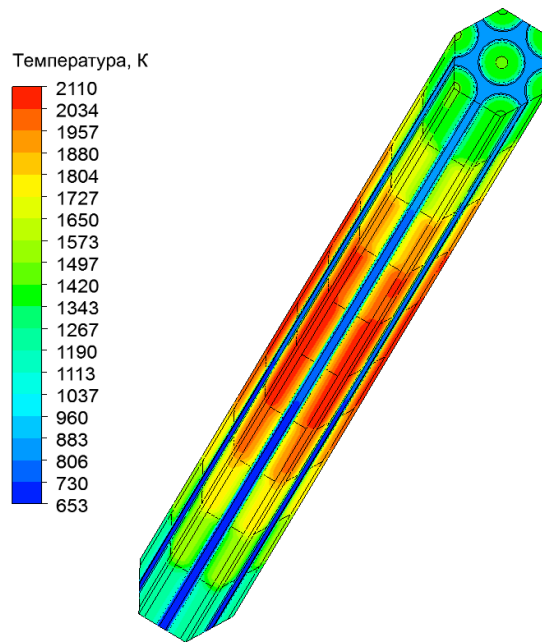


Рисунок 3 – Поле температур по высоте ТВС

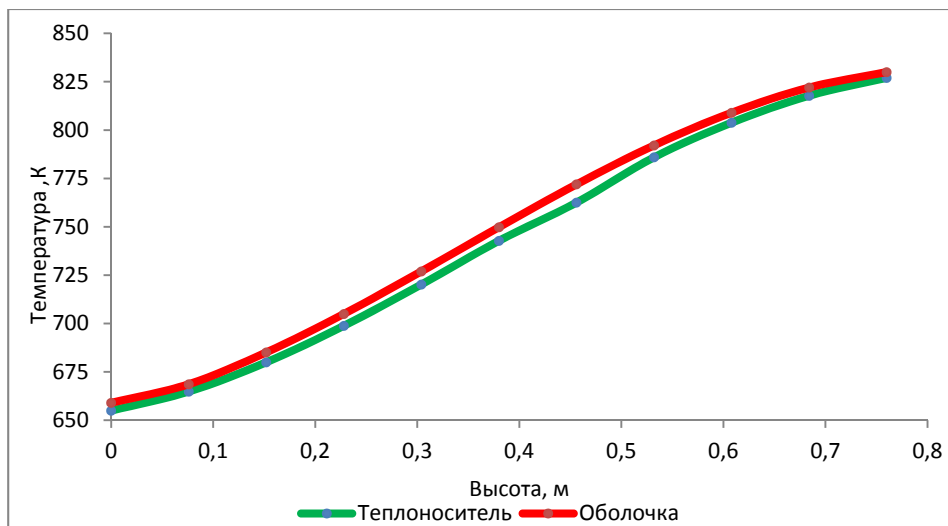


Рисунок 4 – Распределение температуры по высоте ТВС

На рисунке 5 представлено распределение температуры топлива центра ядерного топлива по высоте активной зоны реактора. Максимальная температура топливного сердечника наблюдается в центральной части твэла и составляет 2086 К.

На рисунке 6 представлено распределение скоростей на входе и выходе из ТВС. Профиль скорости имеет классическую форму скорости. Скорость теплоносителя от сечения к сечению увеличивается, что связано с уменьшением плотности теплоносителя.

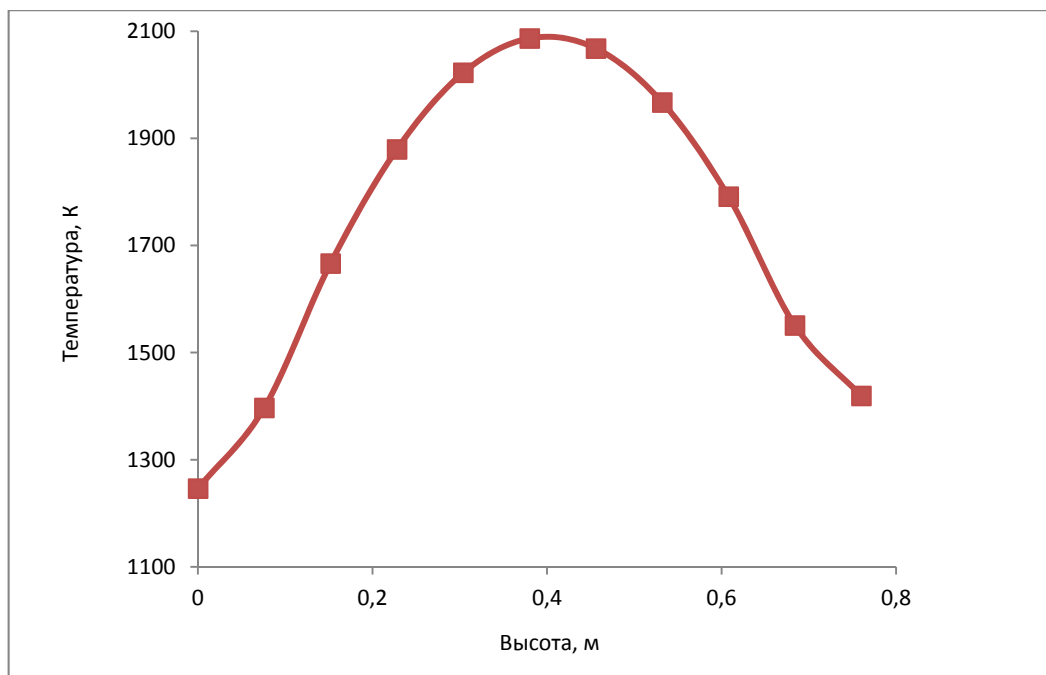


Рисунок 5 – Распределение температуры топлива по высоте ТВС

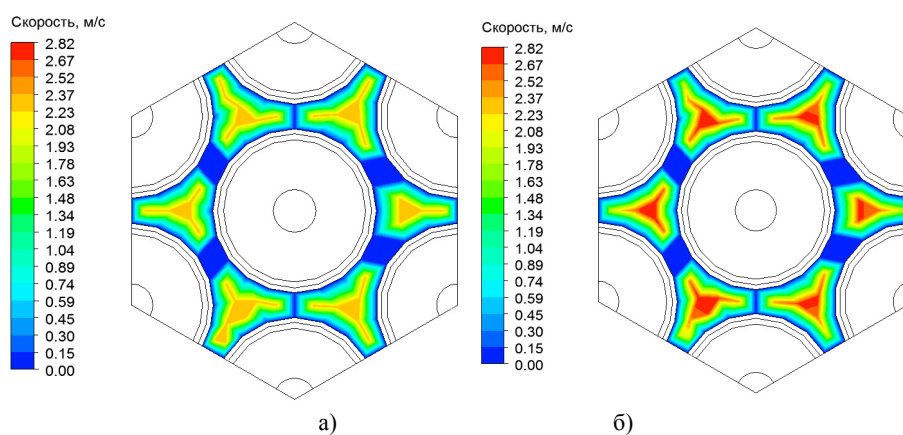


Рисунок 6 – Распределение скоростей теплоносителя

а) Вход в ТВС

б) Выход из ТВС

На рисунке 7 представлен перепад давления в ТВС реактора на быстрых нейтронах. Перепад давления в ТВС составляет  $\sim 0,15$  атм, что

значительно ниже по сравнению с популярными на сегодняшний день реакторами на тепловых нейтронах.

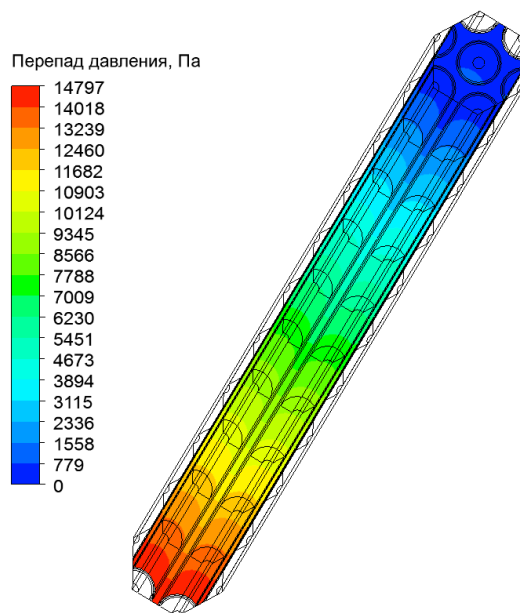


Рисунок 7 – Перепад давления в ТВС по высоте теплоносителя

## Выводы

В результате проведенной работы были определены: распределение температуры в теплоносителе, оболочке и сердечнике твэла по высоте ТВС; скорость и перепад давления по высоте теплоносителя. Анализ полученных результатов показал, что:

1) Температура теплоносителя практически совпадает с температурой наружной оболочки твэла. Максимальная температура оболочки твэла составляет 830 К. Это объясняется высоким коэффициентом теплоотдачи теплоносителя и оболочки. Температура на выходе достигается без превышения допустимой температуры в топливе и оболочке твэлов.

2) Максимальная температура топливного сердечника находится в центральной части твэла и составляет 2086 К.

3) Температуры конструктивных элементов реактора при заданном энерговыделении лежат в допустимых пределах (температуры плавления

для стали ~ 1600 К и температуры плавления  $UO_2$  ~ 2920R) [21]

4) Перепад давления в ТВС значительно ниже перепадов давления, возникающих в процессе эксплуатации реакторов на тепловых нейтронах. В частности, перепад давления в реакторе ВВЭР составляет около 2 – 2,5 атм [13]. Давление в корпусе реакторы поддерживается немного выше атмосферного, что является большим преимуществом по сравнению с реакторами другого типа [14-15].

5) Неравномерное энерговыделение твэлов в ТВС приводит, как правило, к неравномерности распределения температуры твэлов, что приводит к увеличению температурного напряжения на твэлы.

Результаты расчета и разработанная модель ТВС может быть использована в дальнейших расчетах различных режимов эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах. Также разработанная модель ТВС может быть использована в учебных целях в ВУЗах

## Литература

- 1 Акатов А.А., Коряковский Ю. С. Реакторы на быстрых нейтронах. – М.: АНО «ИЦАО», 2017. – С.7-8
- 2 Жизнин С.З., Тимохов В.М. Экономические аспекты некоторых перспективных ядерных технологий за рубежом и в России // Вестник МГИМО Университета. – 2015. – №6 (45). – С. 215-228.
- 3 Фролов М. В., Виштак О. В. Современные тенденции развития реакторов на быстрых нейтронах // Молодой учёный. – 2015. – № 22.5 (102.5). – С.16-17
- 4 Говердовский А.А., Калякин С.Г., Рачков В.И. Альтернативные стратегии развития ядерной энергетики в XXI веке // Теплоэнергетика. – 2014. – № 5. – С. 3–10.
- 5 Гордеев С.С., Сорокин А.П., Тихомиров Б.Б., Труфанов А.А., Денисова Н.А. Методика теплогидравлического расчета температурных режимов ТВС с учетом межканального перемешивания теплоносителя и случайного отклонения параметров в процессе кампании // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122, вып. 1. – С. 17-25.
- 6 Erbacher P.J. Cladding Tube Deformation and Core Emergency Cooling in a Loss of Coolant Accident of a Pressurized Water Reactor // Nuclear Engineering and Design. – 1987. – Vol. 103, no 1. – P. 55-64.
- 7 Тихомиров Б.Б., Поплавский В.М. Влияние статистических характеристик пучка твзлов ТВС на оценку температурного режима активной зоны быстрого натриевого реактора // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – № 2. – С.128-139.
- 8 Carelli M.D., Bach C.W. Thermal-Hydraulic Analysis for CRBRP Core-Restraint Design // Transactions of the American Nuclear Society. – 1975. – Vol. 21, no.1. – P. 393-395.
- 9 Кузнецов И.А., Поплавский В.М. Безопасность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. – М.: Издат., 2012. – 632 с.
- 10 Kumaev V., Lebezov A., Alexeev V. Development and application of MASKA-LM code for calculation of thermal hydraulics and mass transfer of lead cooled fast reactors // Proc. 11th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11). Avignon, France, 2005. –P. 191/1-191/61.
- 11 Сорокин А.П., Труфанов А.А. Очистка натрия АЭС с реакторами на быстрых нейтронах // Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2017. – Вып. 3. – С.142-162.
- 12 Сорокин А.П., Кузина Ю.А., Орлов А.И. Моделирование теплофизических процессов в обоснование проектов быстрых реакторов нового поколения с жидкометаллическими теплоносителями // Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2018. – Вып. 3. – С.240-265
- 13 Сорокин А. П., Кузина Ю. А., Орлов А. И.. Моделирование теплофизических процессов в обоснование проектов быстрых реакторов нового поколения с жидкометаллическими теплоносителями // Материалы конференции “Теплофизика реакторов нового поколения”. – Обнинск, 16 – 18 Мая, 2018. – С.11-13.
- 14 Сироткина А.Л., Лошачков И.И. Водоохлаждаемый реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя: особенности регулирования, разогрева и расхолаживания // Глобальная ядерная безопасность. – 2013. – №1(6). – С.67–77.
- 15 Семченков, Ю.М. Перспективы развития АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. – 2011. – №5. – С.2–9.
- 16 Батуринов О.В., Батуринов Н.В., Матвеев В.Н. Построение расчетных моделей в препроцессоре Gambit универсального программного комплекса Fluent. Электронное учебное пособие. – Самара, 2010. – 166 с.
- 17 Левин В.Е. Ядерная физика и ядерные реакторы. Учебник для техникумов. – Изд. 4-е, перераб. к доп. – М.: Атомиздат, 1979. – 288 с
- 18 Кирилов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (Ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). – М.: Энергоатомиздат, 1990. - 360 с.
- 19 Коротких А.Г., Шаманин И.В. Теплогидравлические процессы в ядерном реакторе и расчет их основных параметров // Учебное пособие. –Томск: ТПУ, 2008. – 108 с.
- 20 Кириллов П.Л., Денискина Н.Б. Теплофизические свойства жидкометаллических теплоносителей // Обзор ФЭИ-0291. – М.: ЦНИИАтоминформ, 2000. – 42 с.
- 21 Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. – М.: Атомиздат, 1968.
- 22 Ibragimov M., Subbotin V., Ushakov P. Study of heat transfer in turbulent flow in pipes of liquid metals // Atomic Energy. – 1960. – Vol 8, no.1. – P. 54–56.
- 23 ANSYS Fluent Tutorial Guide. Southpointe, 2013. – 1034 p.
- 24 Галин Н.М., Кирилов Л.П. Тепломассообмен (в ядерной энергетике): уч.пособие. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 376 с.
- 25 Ovchinnikov P., Golubev L., Dobrynin V., Klochkov V., Semenov V., Tsybenko V. Operating models of Pressurized water reactors. – М.: Atomizdat, 1977. – P.280.

## References

- 1 A.A. Akatov and Y. Koryakovskiy, Future of nuclear power. Reactors on fast neutrons, (Moscow, ANO "ICAO", 2012), p.7-8. (in Russ).
- 2 S.Z. Zhiznin and V.M. Timokhov, Journal of MGIMO University, 6 (45), 215-248 (2015). (in Russ.)



- 3 M.V. Frolov and O.V. Vishtak, *Young Scientist journal, Kazan*, 22.5 (102.5), 16-17 (2015). (in Russ)
- 4 A.A. Goverdovskiy, S.G. Kalyakin, and V.I. Rachkov, *Thermal Engineering*, 5, 3–10 (2014). (in Russ)
- 5 S.S. Gordeyev, A.P. Sorokin, B.B. Tikhomirov, A.A. Trufanov, and N.A. Denisova, *Atomic energy*, 122 (1), 17-25 (2017). (in Russ)
- 6 P.J. Erbacher, *Nuclear Engineering and Design*, 103 (1), 55-64 (1987).
- 7 B.B. Tikhomirov, V.M. Poplavskiy, Influence of statistical characteristics of the bundle of fuel assemblies on the evaluation of the temperature regime of the active zone of a fast sodium reactor (Proceedings of Universities. Nuclear Power Engineering, 2014, no. 2), p.128-139. (in Russ)
- 8 M.D. Carelli, C.W. Bach, *Transactions of the American Nuclear Society*, 21 (1), 393-395 (1975).
- 9 I. Kuznetsov and V. Poplavskiy, *The safety of NPP with fast neutron reactor (Moscow: IzDat., 2012)*, p.631. (in Russ).
- 10 V. Kumaev, A. Lebezov, V. Alexeev Development and application of MASKA-LM code for calculation of thermal hydraulics and mass transfer of lead cooled fast reactors (Proc. 11th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11). Avignon, France, 2005), p. 191/1-191/61.
- 11 A.P. Sorokin, A.A. Series: Nuclear reactor constants, 3, 142-162 (2018). (in Russ)
- 12 A.P. Sorokin, Kuzina A. Ju, A.I. Orlov, Series: Nuclear reactor constants, 3, 240-265 (2018). (in Russ).
- 13 A. Sorokin, Y. Kuzina and A. Orlov, Modeling of thermophysical processes in support new generation fast reactor projects with liquid metal heat carrier, *Materialy konferencii, (Obninsk , 2018)*, p.11-13. (in Russ).
- 14 A.L. Sirotkina, I.I. Loschakov, *Global Nuclear Safety*, 1 (6), 67–77 (2013). (in Russ).
- 15 Yu.M. Semchenkov, *Thermal engineering*, 5, 2–9 (2011). (in Russ).
- 16 O. Baturin, N. Baturin and V. Matveev, Building computational models in the Gambit preprocessor of the universal software complex Fluent (Samara, 2010), p 166. (in Russ).
- 17 V. Levin, *Nuclear physics and nuclear reactors (Moscow, Atomizdat, 1979)*, p 288. (in Russ).
- 18 P.Kirilov, Y.Yuriev and V.Bobkov, *Handbook of Thermo-Hydraulic Calculations (Moscow, Energoatomizdat, 1990)*, p. 360. (in Russ).
- 19 A.Korotkikh and I.Shamanin, *Thermalhydraulic processes in a nuclear reactor and the calculation of their basic parameters (Tomsk: TPU, 2008)*, p 108. (in Russ).
- 20 P. Kirilov and N. Deniskina, *Thermophysical properties of liquid metal coolants (Moscow, 2000)*, p 42. (in Russ).
- 21 V. Chirkin, *Thermophysical properties of materials of nuclear engineering (Moscow: Atomizdat, 1968)*, p.356 (in Russ).
- 22 M. Ibragimov, V.Subbotin and P.Ushakov. Study of heat transfer in turbulent flow in pipes of liquid metals (Moscow, 1960), pp. 54–56. (in Russ).
- 23 ANSYS Fluent Tutorial Guide (Southpointe, 2013), p.1034.
- 24 N. Galin and P. Kirilov. *Heat and mass transfer (in nuclear power) (Moscow, Energoatomizdat, 1987)*, p 376. (in Russ).
- 25 P. Ovchinnikov, L. Golubev, V. Dobrynin, V. Klochkov, V. Semenov, and V Tsybenko. *Operating models of Pressurized water reactors (Moscow: Atomizdat, 1977)*, p 280. (in Russ).