



Международный журнал информационных технологий и энергоэффективности

Сайт журнала:

<http://www.openaccessscience.ru/index.php/ijcse/>



УДК 004.942

## МОДЕЛИРОВАНИЕ НОМИНАЛЬНОГО РЕЖИМА РАБОТЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

**Гайдаенко В.Д.,<sup>1</sup> Прохоров И.А.**

*ФГБОУ ВО "НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ УНИВЕРСИТЕТ «МОСКОВСКИЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ», Москва, Россия (111250, г. Москва, Красноказарменная ул., 14, стр.1) e-mail: <sup>1</sup>prokhorov.igor2202@mail.ru*

**В работе рассматривается стационарное распределение теплотехнических параметров реактора МБИР с натриевым теплоносителем на номинальной мощности, равной 150 МВт. Расчетный анализ может быть использован для обоснования безопасности при исходных событиях нарушения нормальной эксплуатации.**

Ключевые слова: Теплогидравлика, расчетный анализ, безопасность.

## SIMULATION OF THE NOMINAL OPERATING MODE OF A FAST NEUTRON REACTOR WITH A SODIUM COOLANT

**Gaidaenko V.D., Prokhorov I.A.**

*"NATIONAL RESEARCH UNIVERSITY "MOSCOW POWER ENGINEERING INSTITUTE", Moscow, Russia (111250, Moscow, Krasnokazarmennaya st., 14, bld.1) e-mail: <sup>1</sup>prokhorov.igor2202@mail.ru*

**The article is devoted the stationary distribution of thermal parameters of the sodium cooled reactor MBIR at a power of 150 MW. Computational analysis can be used to proving the safety an initiating events of disruption normal operation**

Keywords: Thermohydraulics, computational analysis, safety.

### Введение

МБИР – строящийся в России в г. Димитровград многоцелевой научно-исследовательский реактор на быстрых нейтронах четвёртого поколения [1]. Строительство началось в 2015 году, ввод реактора в эксплуатацию намечен на 2028 год. Отличительной особенностью РУ МБИР, по сравнению с действующим в настоящее время исследовательским реактором на быстрых нейтронах БОР-60, является большее количество экспериментальных объемов в активной зоне реактора и его отражателе, благодаря которым возможно производить массовые испытания для ядерно-энергетических систем четвертого поколения, другой отличительной чертой является наличие экспериментальных каналов, в которые помещается экспериментальная тепловыделяющая сборка, охлаждаемая независимо от первого контура.

РУ МБИР предназначена для [2]:

- замещения вырабатываемого продлённый ресурс опытного реактора на быстрых нейтронах БОР-60;
- обеспечения выполнения широкого спектра исследовательских и экспериментальных работ с использованием реакторного излучения по различным направлениям.

Тепловая мощность реактора в режиме нормальной эксплуатации равна 150 МВт, суммарный расход через а.з. – 650 кг/с.

### **Исходные данные**

Компоновка активной зоны включает в себя следующие элементы: 93 ТВС, 8 ячеек с органами СУЗ (2 ручных регулятора (РО РР), 2 компенсирующих органа (РО КР), 2 органа аварийной защиты (РО АЗ), 2 автоматических регулятора (РО АР)), 3 экспериментальных канала, 14 материаловедческих сборок. В центре размещен петлевой канал, на границе а.з. и бокового экрана (БЭ) – петлевой канал 1, в боковом экране – петлевой канал 2.

ТВС реактора МБИР представляет собой конструкцию, включающую в себя пучок из 91 стержневого твэла (30 периферийных твэлов, 61 центральный твэл) и навитой дистанционирующей проволоки, чехла шестигранного сечения, головки, переходника, штока и хвостовика.

Твэл реактора МБИР представляет собой цилиндр, включающего в себя смешанный оксидный уран-плутониевый виброуплотненный топливный сердечник диаметром 5.4 мм и оболочку толщиной 0.3 мм, изготовленную из стали.

Моделирование работы автоматического регулятора шибера воздушного теплообменника (ВТО) и реализация уравнений точечной кинетики с шестью группами запаздывающих нейтронов осуществляются с помощью контрольных функций программы HYDRA. Регулятор осуществляет поддержание температуры натрия на выходе из ВТО на уровне, который определяется режимом работы реактора [3]. Для номинального режима работы в данной модели уставка температуры натрия на выходе из ВТО принята равной 290 °С.

Замыкающие соотношения для коэффициентов гидравлического сопротивления и теплоотдачи зависят от типа теплоносителя и его режима течения. Они были выбраны согласно рекомендациям, приведенным в [4,5].

### **Описание расчетной схемы**

На Рисунке 1 изображена схема одной из петель РУ МБИР. Числами 1, 2, 5, 6, 8, 9, 11, 12, 15, 16, 18, 19, 21, 22, 31, 32-38, 40, 41, 46, 47 обозначены точки с измерением температуры теплоносителей. В точках 3, 4, 7, 10, 13, 14, 17, 20, 24, 39, 43 измеряются массовые расходы. Точки 23 и 42 – граничные условия по давлению в баках-компенсаторах. Точки 25, 27, 29 – граничные условия по массовому расходу воды в модулях ОПГ, 26, 28, 30 – по давлению соответственно. Точки 44 и 45 – граничные условия по давлению воздуха ВТО.

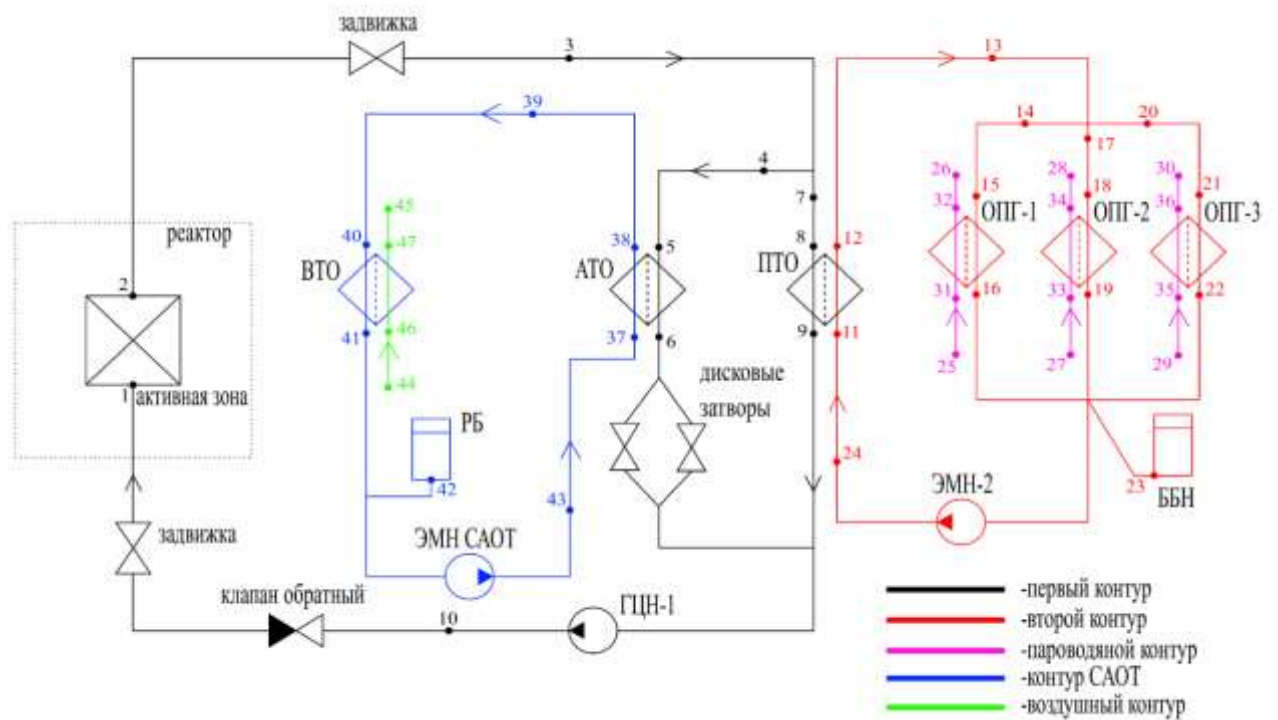


Рисунок 1 – Расчетная схема РУ МБИР

### Расчетное моделирование номинального режима

Основные результаты расчета моделирования РУ на номинальном уровне мощности представлены на Рисунках 2, 3.

Начальные температуры для режима установления во всех расчетных ячейках равны 330 °С.

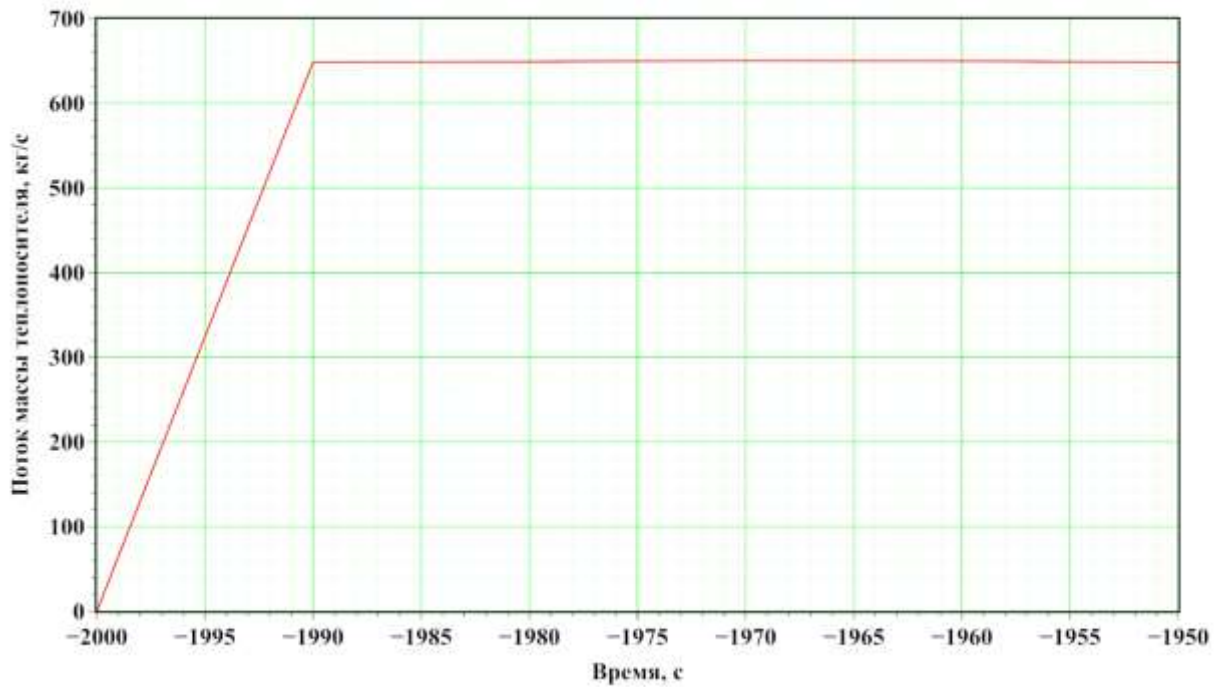


Рисунок 2 – Изменение массового расхода натрия через реактор

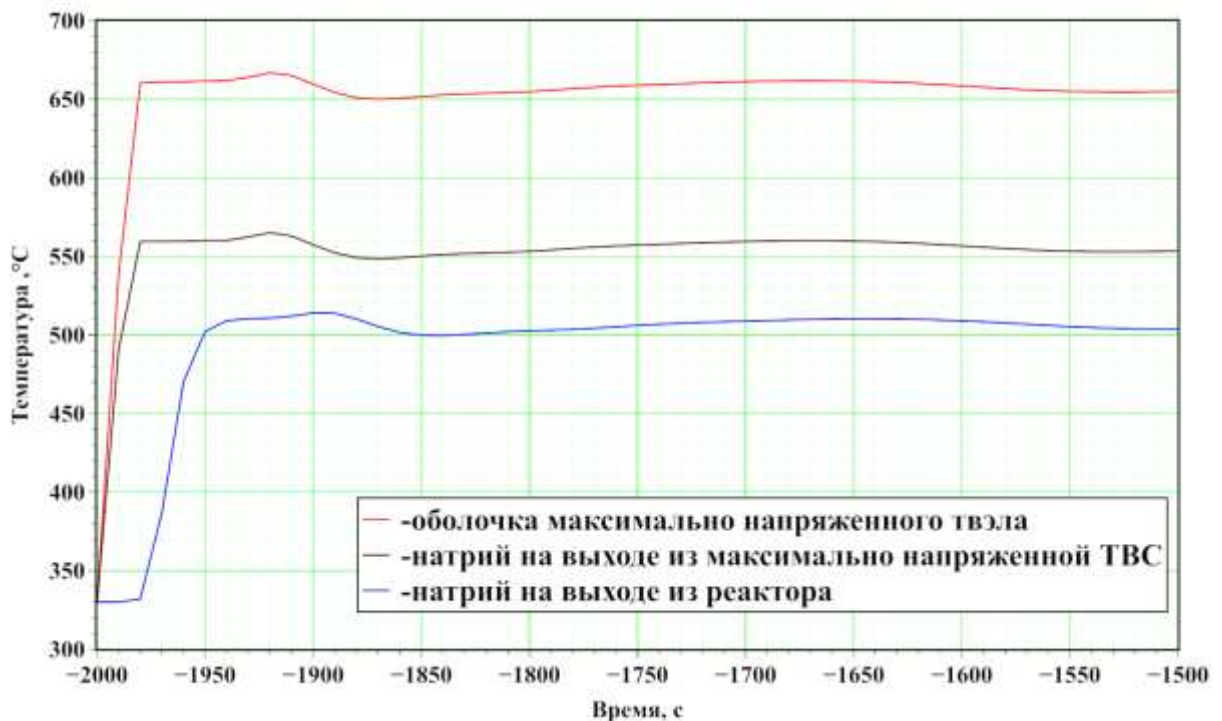


Рисунок 3 – Изменение температуры оболочки максимально напряженного ТВЭЛ, натрия на выходе из максимально напряженной ТВС и натрия на выходе из активной зоны

В Таблице 1 приведены расчётные значения расходов и температур на входе и выходе по контурам теплоотвода ИЯУ МБИР.

Таблица 1 – Расчётные значения расходов и температур в контурах теплоотвода

Расположение точки на схеме	Расход, кг/с	Температура на входе/выходе, °С
Реактор	649,3	328/508
ТВС максимальной мощности	5,73	328/558
ПТО по первому контуру	312,0	508/328
ПТО по второму контуру	310,7	293/468
Модуль ОПГ по второму контуру	103,6	468/293
Модуль ОПГ по пароводяному контуру	10,03	190/440
АТО по первому контуру	12,7	508/328
АТО по контуру САОТ	12,0	284/465
ВТО по контуру САОТ	13,0	465/284
ВТО по воздушному контуру	11,5	30/270

### Выводы

Рассмотрено стационарное распределение теплотехнических параметров реактора на номинальной мощности. Расчетный анализ может быть использован для обоснования безопасности при исходных событиях нарушения нормальной эксплуатации. Максимальная расчетная температура внутренней поверхности оболочки наиболее энергонапряженного твэла составляет 650 °С. Для режима установления необходимо примерно 500 секунд машинного времени.

### Список литературы

1. <https://ru.wikipedia.org/wiki/МБИР>
2. Бать Г.А. и др. Исследовательские ядерные реакторы: Учеб. Пособие для вузов/Г.А. Бать, А.С. Коченов, Л.П. Кабанов. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 280 с., ил.
3. Андрияшин А.В. Управление и инноватика в теплоэнергетике: учебное пособие / А.В. Андрияшин, В.Р. Сабанин, Н.И. Смирнов. – М.: Издательский дом МЭИ, 2011. – 392.: ил.
4. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Справочник по теплогидравлическим расчётам в ядерной энергетике. В 3 т. Том 1: Теплогидравлические процессы в ЯЭУ. / Под редакцией доктора технических наук, профессора П.Л. Кириллова. – Москва: ИзДАТ, 2010. – 771 с.
5. Михеев М.А., Михеева И.М. Основы теплопередачи. Изд. 2-е, М.: Энергия, 1977.

### References

1. <https://ru.wikipedia.org/wiki/МБИР>
2. Bat G.A. et al. Research nuclear reactors: Studies. Handbook for universities/G.A. Bat, A.S. Kochenov, L.P. Kabanov. – 2nd ed., reprint. and additional. – М.: Energoatomizdat, 1985. – 280 p., ill.

3. Andryushin A.V. Management and innovation in thermal power engineering: a textbook / A.V. Andryushin, V.R. Sabanin, N.I. Smirnov. – М.: Publishing House of MEI, 2011. – 392.: ill.
  4. Kirillov P.L., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yuryev Y.S. Handbook of thermohydraulic calculations in nuclear power engineering. In 3 vols . Volume 1: Thermohydraulic processes in nuclear power plants. / Edited by Doctor of Technical Sciences, Professor P.L. Kirillov. – Moscow: IzdAT, 2010. – 771 p
  5. Mikheev M.A., Mikheeva I.M. Fundamentals of heat transfer. 2nd edition, Moscow: Energiya, 1977.
-