

Vityuk G.A., Vurym A.D., Irkimbekov R.A.

RESEARCH OF THE TEMPERATURE FIELD DYNAMICS OF HEAT CAPACITY- TYPE IMPULSE REACTOR IN CONDITION OF COOLING OF CENTRAL EXPERIMENTAL CHANNEL

**Vityuk G.A., Republic of Kazakhstan, Kurchatov, engineer,
Laboratory of researches of thermophysical and neutronic characteristics
of irradiation devices, Institute of Atomic Energy Branch RSE NNC RK**

**Vurim A.D., Republic of Kazakhstan, Kurchatov, candidate of
physical and mathematical sciences, deputy director on tests, Institute of
Atomic Energy Branch RSE NNC RK**

**Irkimbekov R.A., Republic of Kazakhstan, Kurchatov, candidate
of physical and mathematical sciences, head of the group, Reactor fuel test
laboratory, Institute of atomic energy branch RSE NNC RK**

Abstract

Research reactors form the basis of experimental conduction of simulating tests in the field of nuclear energy safety during which maximum approximation of characteristics of researched fuel elements (FE) and fuel assembly (FA) is ensured to real exploitation modes. One of such reactors is Impulse Uranium-Graphite Heat capacity-type Reactor (IGR), which has unique technical parameters that allow conducting tests on modeling core elements behavior in transient and emergency exploitation modes.

Researches on dynamics of neutron and temperature field of IGR are conducting with financial support of the Ministry of Science and Education of the Republic of Kazakhstan. The purpose of given research is to develop of multivariate non-stationary reactor model and study dynamics of heat power of IGR reactor. Numerical modeling of thermo hydraulic processes in IGR for detection of heat field parameters in its core during start-up is an important task to be solved for accomplishing research purpose.

The paper presents three-dimensional mathematical model which allows to calculate the temperature of modeled reactor elements under concerned conditions and also calculated thermo hydraulic characteristics

obtained during implementation of maximum integral of IGR reactor power and during cooling of the reactor.

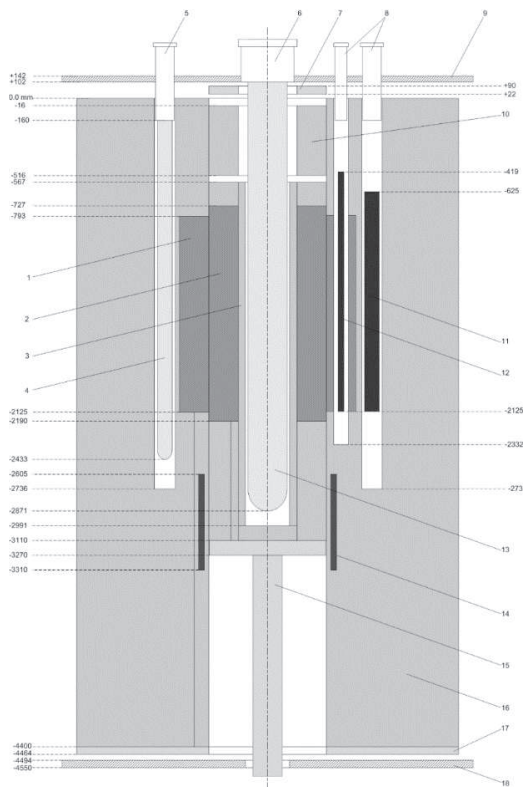
Keywords: IGR reactor, unmovable ampoule, mathematical model, thermo hydric calculation, reactor power, temperature, heat-transfer coefficient

Введение

Импульсный графитовый реактор (ИГР) (рисунок 1) используется для решения широкого круга задач, например, таких, которые предусматривают эксперименты по разрушению тепловыделяющих элементов и изучению их состояния после повреждения, моделирование запроектных тяжелых аварий, а также исследование поведения топливных и конструкционных элементов при высокой и быстроизменяющейся температуре активной зоны реактора.

В реакторе ИГР не предусмотрена система принудительного охлаждения активной зоны. Вследствие этого, особенностью реактора, при проведении экспериментов, является значительный разогрев активной зоны, что приводит к пространственному перераспределению потока нейтронов и существенному изменению параметров облучения объекта испытаний [1].

Одной из задач исследования теплового состояния реактора является изучение динамики его температурного поля в процессе передачи тепловой энергии от активной зоны к водоохлаждаемой неподвижной ампуле, размещенной в центральном экспериментальном канале (ЦЭК) реактора ИГР (рисунок 1, поз. 13).



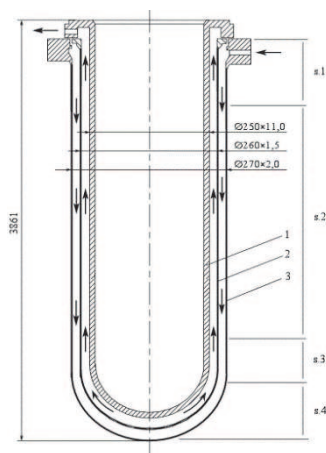
- 1 – активная зона (неподвижная часть кладки); 2 – активная зона (подвижная часть кладки);
 3 – крестообразная втулка; 4, 13 – неподвижные ампулы; 5 – стоек бокового экспериментального канала; 6 – стоек центрального экспериментального канала;
 7 – тепловой экран верхний; 8 – стоек стержня регулирования; 9 – плита верхняя;
 10 – отражатель подвесной; 11, 12 – стержни регулирования; 14 – «борная отсечка»;
 15 – колонна с водоохлаждаемой плитой; 16 – отражатель боковой; 17 – тепловой экран нижний; 18 – плита нижняя

Рисунок 1 – Принципиальная схема реактора ИГР

Фактически задача теплогидравлических расчетов активной зоны реактора ИГР с неподвижной ампулой ЦЭК (рисунок 2) сводилась к следующему:

- определение максимальной температуры конструктивных элементов активной зоны реактора и кожухов неподвижной ампулы центрального экспериментального канала при работе на мощности 1 ГВт в течение 5,2 с и последующем расхолаживании реактора в течение 200 с;
- определение коэффициента теплоотдачи графитовой втулки к охлаждаемой ампуле в зависимости от ее температуры в период

расхолаживания реактора после реализации максимального интеграла мощности до 5,2 ГДж в реакторе ИГР.



NA-228

1 – внутренний кожух НА-228; 2 – разделительный кожух НА-228; 3 – наружный кожух НА-228

Рисунок 2 – Неподвижная ампула (НА-228) ЦЭК

Исходные данные

Расчет тепловых параметров элементов реактора ИГР проводился с использованием трехмерной модели, разработанной в программном пакете ANSYS [2], позволяющей провести расчет температуры моделируемых элементов реактора в рассматриваемых условиях.

Основываясь на условиях осевой симметрии реактора для расчета был выбран сегмент 1/4 части реактора, включающей в себя сегмент центрального экспериментального канала, состоящий из трех кожухов, сегмент охлаждающей воды в зазоре между внутренним и наружным кожухом ампулы ЦЭК, сегмент среды во внутренней полости ампулы, сегмент графитовой втулки (крестовина и стакан), сегмент среды в зазоре между наружным кожухом ампулы и графитовой втулкой, сегмент графитовых топливных колон в количестве 6 штук, а также сегмент среды в зазорах между топливными колоннами. По высоте модель описывает центральную часть реактора ИГР, нижний торец модели находится на отметке «-2991», а верхний – на отметке «-567». Расчетная сетка модели испытательной секции включала в себя 220027 четырехугольных и треугольных призматических элементов (рисунок 3). Для упрощения построения модели и улучшения сходимости результатов нижняя часть

неподвижной ампулы центрального экспериментального канала была смоделирована без закругления, при этом объемы конструктивных элементов ампулы были сохранены в соответствии с начальными условиями.

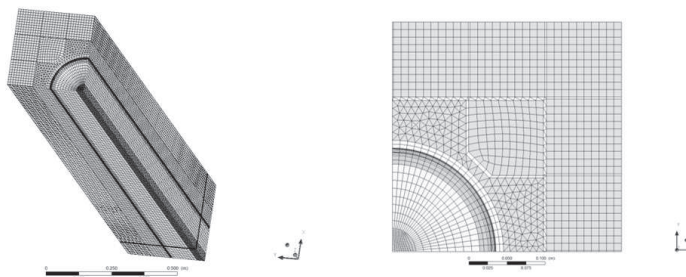


Рисунок 3 – Расчетная сетка модели реактора ИГР

Расчет теплогидродинамических параметров проводился в соответствии с полученными данными нейтронно-физических характеристик в программном коде MCNP [3] для реактора при работе на мощности 1 ГВт в течение 5,2 с [4]. Исходные данные для проведения расчетов представлены в таблице 1.

Таблица 1. Исходные данные для теплогидравлических расчетов

Параметр	Значение
Материал топливных колон	Графит марки 11-03
Материал крестовины и стакана	Графит марки ГМЗ
Материал внутреннего и разделительного кожуха ампулы	Сплав АМг-6
Материал наружного кожуха ампулы центрального канала реактора	Сплав Э125
Вид теплоносителя для охлаждения ампулы	Вода
Среда в газовой полости реактора, давление	Гелий, 0,1 МПа
Среда во внутренней полости ампулы, давление	Воздух, 3 МПа
Температура охлаждающего теплоносителя на входе в ампулу	293 К
Давление теплоносителя на входе в ампулу	1,5 МПа
Расход теплоносителя	4,5 кг/с

Учет турбулентности потока воды проводился с использованием стандартной $k - \epsilon$ модели, описывающей массовую плотность турбулентной энергии k и скорость диссипации турбулентной энергии ϵ .

Константа турбулентной вязкости c_μ задавалась равной 0,09, константа $c_{\varepsilon 1} = 1,44$, $c_{\varepsilon 2} = 1,92$, $Pr_k = 1$ и $Pr_\varepsilon = 1$.

На внешних стенках топливных колон реактора ИГР задавались адиабатные условия теплообмена, на боковых стенках модели заданы условия симметрии.

В расчетах учитывалась лучистая составляющая теплообмена в зазорах между топливными колонами, в зазорах между топливными колонами и графитовыми втулками (стакан и крестовина), а также между графитовыми втулками и наружным кожухом ампулы центрального экспериментального канала, при этом степень черноты материалов принималась равной 0,8. Теплофизические свойства используемых конструкционных материалов принимались из литературных источников [5, 6].

Результаты расчета

В результате проведенных расчетов определено, что максимальный нагрев теплоносителя в тракте охлаждения ампулы за счет теплового потока от активной зоны ИГР составляет 67 К. после охлаждения теплоносителя, примерно на 36-ой секунде ампулу начинает разогревать тепловой поток из активной зоны реактора. Результаты расчета параметров теплоносителя представлены на рисунке 4.

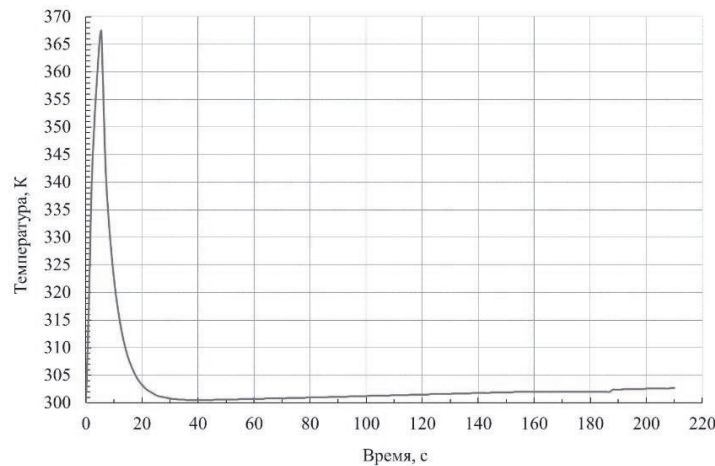


Рисунок 4 – Изменение температуры теплоносителя на выходе из ампулы

В расчетах, при работе на мощности 1 ГВт в течение 5,2 с и последующем расхолаживании реактора в течение 200 с, был получен график распределения температуры в топливе и характер ее изменения со

временем (рисунок 5). Представленный график иллюстрирует изменение температуры в трех различных объемах топливных колонн. Все три рассматриваемых объема топлива расположены на уровне «70-80 см» от нижнего торца неподвижной части кладки активной зоны реактора. Объем №1 – это объем усеченной топливной колонны размером $9,76 \times 10$ см, расположенный наиболее близко к неподвижной ампуле центрального экспериментального канала реактора, объем №2 представляет собой также объем топливной колонны размером $9,76 \times 10$ см, расположенный во втором ряду колонн в реакторе ИГР (рисунок 5). Объем №3, изменение температуры которого представлено на графике 5, включает в себя все шесть объемов моделируемых топливных колонн размером $9,76 \times 10$ см, расположенных на уровне «70-80 см от нижнего торца неподвижной части кладки активной зоны реактора.

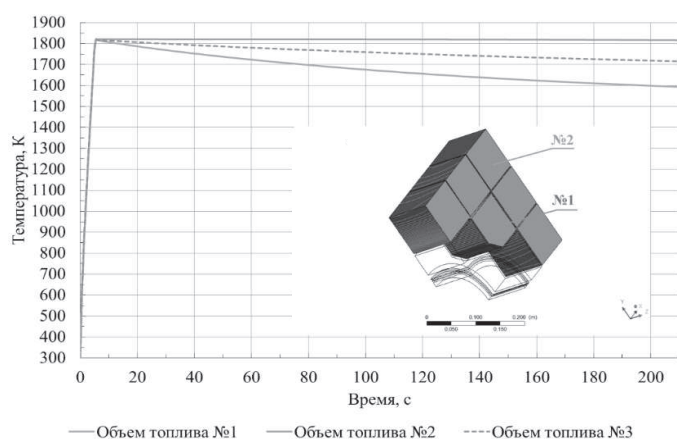


Рисунок 5 – Изменение средней температуры в различных объемах топливных колонн

Изменение средней температуры в объеме графитовой втулки в импульсе на мощности 1 ГВт в течение 5,2 с и расхолаживании реактора в течение 200 с иллюстрирует рисунок 6. Представлены средние значения температуры каждого моделируемого объема графитовой втулки. Такое расхождение в значениях температуры обусловлено различным положением каждого моделируемого объема по высоте относительно центра активной зоны реактора.

В результате проведенных расчетов также был определен коэффициент теплоотдачи графитовой втулки к охлаждаемой ампуле в зависимости от ее температуры в период расхолаживания реактора после реализации максимального интеграла мощности 5,2 ГДж. На рисунке 7

представлен график изменения коэффициента теплоотдачи стенки графита в зависимости от его средней температуры.

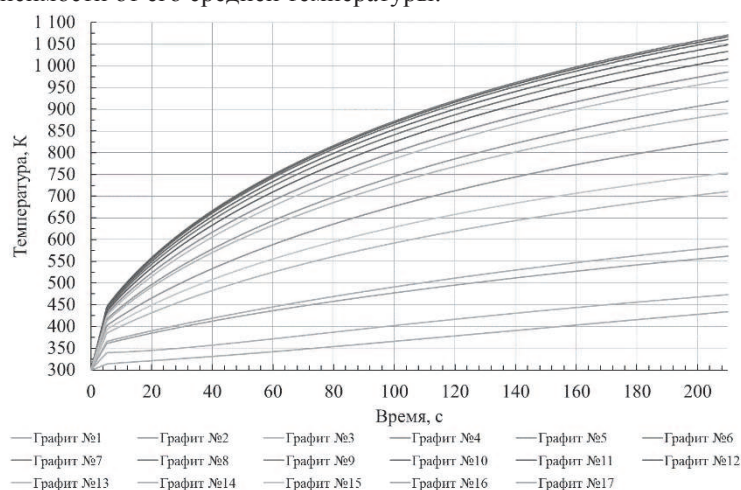


Рисунок 6 – Изменение средней температуры графитовой втулки

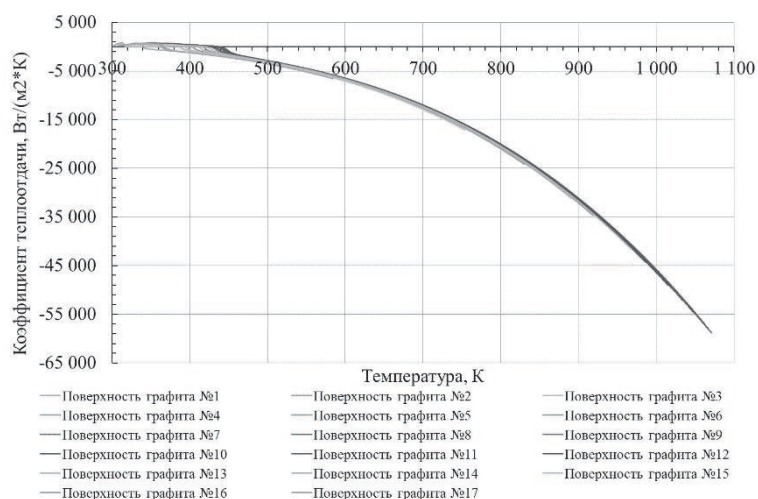


Рисунок 7 – Зависимость коэффициента теплоотдачи стенки графита от температуры

Выводы

1. Максимальная температура в топливных колоннах при заданных энергетических параметрах в наиболее термонапряженных областях достигает значения температуры равного 1814 К.

2. Максимальное значение температуры теплоносителя на выходе из неподвижной ампулы центрального экспериментального канала достигает 367 К. Повторный рост температуры теплоносителя наблюдается на 36 с и обусловлен отдачей остаточного тепла от графитовой втулки реактора.

3. Получена зависимость коэффициента теплоотдачи графитовой втулки к охлаждаемой ампуле от ее температуры в период расхолаживания реактора после максимального разогрева реактора ИГР.

Полученные данные использованы для разработки многомерной нестационарной модели, позволяющей проводить детальное расчетное моделирование динамики тепловой мощности реактора ИГР. Работа выполнена при финансовой поддержке МОН РК по бюджетной программе "Научная и (или) научно-техническая деятельность", подпрограмма "Грантовое финансирование научных исследований" приоритетное направление «Энергетика и машиностроение», тема «Исследование динамики нейтронного и температурного поля в импульсном реакторе теплоемкостного типа» №ГР 0115РК01460.

References:

- [1] I.V. Kurchatov, S.M. Feinberg, N.A. Dolezhal. The impulse graphite reactor IGR // Atomic energy, Moscow, 1964, Vol. 17, rel. 6, pp 463-474.
- [2] ANSYS release 14.5 Documentation for ANSYS WORKBENCH: ANSYS Inc., 2014.
- [3] MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code. Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.
- [4] R.A. Irkimbekov, V.M. Kotov, A.A. Baygozhina. Characteristics of neutron transport in the IGR reactor. Computational technologies. Novosibirsk, 2015, Vol. 20, № 3(86), pp. 242-252.
- [5] V.S. Chirkin. Thermal properties of materials of nuclear engineering. M.: Atomizdat, 1968. Pp 121-128, 291-294, 237-239.
- [6] N.B. Vargaftik. Handbook of thermophysical properties of gases and liquids. M.: Science, 1972.