



МАТЕМАТИКАЛЫҚ ЖӘНЕ КОМПЬЮТЕРЛІК МОДЕЛДЕУ  
МАТЕМАТИЧЕСКОЕ И КОМПЬЮТЕРНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ  
MATHEMATICAL AND COMPUTER MODELING

DOI 10.51885/1561-4212\_2022\_4\_167

MPHTI 58.33.09

**Н.Е. Мухамедов<sup>1</sup>, Г.А. Витюк<sup>2</sup>, Р.Е. Келсингазина<sup>3</sup>, С.А. Должиков<sup>4</sup>, И.Н. Богомолова<sup>5</sup>**  
Филиал «Институт атомной энергии» Национального ядерного центра Республики  
Казахстан, г. Курчатов, Казахстан

<sup>1</sup>E-mail: mukhamedov@nnc.kz

<sup>2</sup>E-mail: shmeleova@nnc.kz

<sup>3</sup>E-mail: kelsingazina@nnc.kz\*

<sup>4</sup>E-mail: dolzhikov@nnc.kz

<sup>5</sup>E-mail: dep402@nnc.kz

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕЖИМОВ РЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ РАДИАЦИОННОГО РАЗОГРЕВА МАТЕРИАЛОВ ЯДЕРНОЙ И ТЕРМОЯДЕРНОЙ ТЕХНИКИ

### ЯДРОЛЫҚ ЖӘНЕ ТЕРМОЯДРОЛЫҚ ТЕХНИКАНЫҢ МАТЕРИАЛДАРЫН РАДИАЦИЯЛЫҚ ҚЫЗДЫРУДЫ РЕАКТОРЛЫҚ ЗЕРТТЕУ РЕЖИМДЕРІН АНЫҚТАУ

### DEFINITION OF IN-PILE RESEARCH MODES FOR RADIATION HEATING OF NUCLEAR AND FUSION EQUIPMENT MATERIALS

**Аннотация.** Одна из ключевых ролей в решении проблемы обеспечения безопасной эксплуатации объектов ядерной и термоядерной техники отводится исследованиям, направленным на изучение нейтронно-физических условий и степени радиационного разогрева конструкционных материалов при воздействии излучения. Для получения экспериментальных значений пороговых удельных энерговыделений, приводящих к деформации и разрушению материалов, необходимо их тестирование в условиях комплексного воздействия факторов эксплуатации. Получение экспериментальных данных о состоянии конструкционных материалов в условиях внутриреакторного облучения возможно на исследовательском импульсном графитовом реакторе (ИГР).

Ранее на реакторе ИГР проводился цикл предварительных исследований по экспериментальному изучению влияния радиационного разогрева различных конструкционных материалов ядерных реакторов. На основе имеющегося опыта, с 2021 года специалистами Национального ядерного центра Республики Казахстан (НЯЦ РК) ведутся работы по получению экспериментальных данных для изучения влияния радиационного разогрева на различные конструкционные материалы ядерной и термоядерной техники, а также подробному изучению механизмов поведения материалов при воздействии реакторного излучения.

Для обоснования возможности проведения облучательных экспериментов по исследованию радиационного разогрева исследуемых образцов в ИГР был проведен ряд нейтронно-физических и теплофизических расчетов. Установлено отношение энерговыделения в образцах к энерговыделению в реакторе, в результате чего выбраны оптимальные режимы реакторных исследований. Составлена картограмма размещения образцов в испытательной секции экспериментального устройства. Определено изменение температуры в образцах и конструкционных материалах экспериментального устройства при облучении их в ИГР. В итоге, расчетным путем подтверждена возможность проведения экспериментов по исследованию радиационного разогрева набора конструкционных материалов ядерной и термоядерной техники в ИГР.

**Ключевые слова:** импульсный графитовый реактор; радиационный разогрев; конструкционные материалы; внутриреакторные исследования; нейтронно-физические параметры; режим работы реактора.

**Аңдатпа.** Ядролық және термоядролық техника объектілерін қауіпсіз пайдалануды қамтамасыз ету мәселесін шешудегі негізгі рөлдердің бірі нейтрондық-физикалық жағдайларды және сәулелену әсері кезінде конструкциялық материалдарды радиациялық қыздыру дәрежесін зерделеуге бағытталған зерттеулерге беріледі. Материалдардың деформациялануына және бұзылуына әкеп соғатын шекті меншікті энергия шығарудың эксперименттік мәндерін алу үшін оларды пайдалану факторларының кешенді әсер етуі жағдайында тестілеу қажет. Реакторішілік сәулелену жағдайларында конструкциялық материалдардың жағдайы туралы эксперименттік деректерді алу зерттеу импульсті графитті реакторында мүмкін.

Бұрын ИГР реакторында ядролық реакторлардың әртүрлі конструкциялық материалдарын радиациялық қыздырудың әсерін эксперименттік зерделеу бойынша алдын ала зерттеулер циклі жүргізілген болатын. Қолдағы бар тәжірибенің негізінде 2021 жылдан бастап Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығының (ҚР ҰЯО) мамандары ядролық және термоядролық техниканың әртүрлі конструкциялық материалдарына радиациялық қыздырудың әсерін зерделеу үшін эксперименттік деректер алу, сондай-ақ реакторлық сәулеленудің әсері кезінде материалдардың беталысы механизмдерін толық зерделеу бойынша жұмыстар жүргізуде.

ИГР реакторында зерттелетін үлгілерді радиациялық қыздыруды зерттеу бойынша сәулелендіру эксперименттерін жүргізу мүмкіндігін негіздеу үшін бірқатар нейтрондық-физикалық және жылу физикалық есептеулер жүргізілді. Үлгілердегі энергия шығарудың реактордағы энергия шығаруға қатынасы белгіленді, нәтижесінде реакторлық зерттеулердің оңтайлы режимдері таңдалды. Эксперименттік құрылғының сынақ секциясына үлгілерді орналастыру картограммасы жасалды. Оларды ИГР реакторында сәулелендіру кезінде эксперименттік құрылғының үлгілері мен конструкциялық материалдарында температураның өзгеруі анықталды. Нәтижесінде есептеу арқылы ИГР реакторында ядролық және термоядролық техниканың конструкциялық материалдар жинағын радиациялық қыздыруды зерттеу бойынша эксперименттер жүргізу мүмкіндігі расталды.

**Түйін сөздер:** импульсті графитті реактор; радиациялық қыздыру; конструкциялық материалдар; реакторішілік зерттеулер; нейтрондық-физикалық параметрлері; реактордың жұмыс режимі.

**Abstract.** One of the key roles in solving the problem of ensuring the safe operation of nuclear and fusion facilities is given to research aimed at studying the neutronics conditions and the degree of radiation heating of structural materials when exposed to radiation. To obtain experimental values of the threshold specific energy releases leading to deformation and destruction of materials, it is necessary to test them under the conditions of comprehensive impact of operating factors. It is possible to obtain experimental data on the state of structural materials under conditions of in-pile irradiation using the research Impulse Graphite Reactor (IGR).

Previously, a cycle of preliminary studies was conducted at the IGR to experimentally study the effect of radiation heating of various structural materials of nuclear reactors. Based on existing experience, since 2021, specialists from the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan (NNC RK) have been working to obtain experimental data to study the effect of radiation heating on various structural materials of nuclear and fusion equipment, as well as a detailed study of the mechanisms of material behavior when exposed to reactor radiation.

To substantiate the possibility of conducting irradiation experiments to study the radiation heating of the studied samples in the IGR, a number of neutronics and thermophysical calculations were conducted. The ratio of the energy release in the samples to the energy release in the reactor was established, as a result of which the optimal modes of reactor research were chosen. A cartogram of samples layout in the test section of the experimental device was compiled. The change in temperature in the samples and structural materials of the experimental device during their irradiation in the IGR was determined. As a result, the feasibility study of experiments to study radiation heating of a set of structural materials for nuclear and thermonuclear technology at the IGR was confirmed by calculation.

**Keywords:** impulse graphite reactor; radiation heating; construction materials; in-pile research; neutronics parameters; reactor operating mode.

**Введение.** Разработка и внедрение на современном этапе развития атомной энергетики экологически безопасных ядерных установок сдерживается технологическими пределами,

превышение которых приводит к инцидентам, связанным в большинстве своем с нарушением целостности конструкции активной зоны ядерного реактора. Для рационального проектирования и обеспечения безопасной эксплуатации ядерно-энергетических установок необходимо исследовать процессы и факторы, совместное воздействие которых на узлы конструкции ядерного реактора приводит к изменению их физического состояния и оказывает значительное влияние на работоспособность всей установки в целом. Также исследование процесса радиационного разогрева имеет фундаментальное значение для создания научных основ разработки новых радиационно стойких материалов. Определение закономерностей температуры радиационного разогрева реакторных материалов от параметров облучения в достаточном объеме возможно лишь с использованием внутри-реакторных методов исследования, предоставляющих наиболее ценную и достоверную информацию. В перспективе испытаний тестирование необлученных материалов при воздействии высокопоточного нейтронного и гамма-излучения в процессе работы реактора. Особое внимание при подготовке и проведении таких работ уделяется методикам измерений и расчетов параметров, определяющих условия испытания, тщательная оптимизация которых, является основным условием успешного проведения натуральных экспериментов на исследовательских реакторах.

Нейтронно-физические характеристики исследовательского импульсного графитового реактора (ИГР) обеспечивают возможность проведения облучательных экспериментов с различными конструкционными материалами ядерной техники в различных режимах эксплуатации [1, 2, 3].

Ранее на исследовательском ИГР проводился цикл предварительных исследований по экспериментальному изучению радиационного разогрева различных конструкционных материалов ядерных реакторов [4, 5, 6]. На основе имеющегося опыта, с 2021 года специалистами Национального ядерного центра Республики Казахстан ведутся работы по получению экспериментальных данных для нового набора конструкционных материалов ядерной и термоядерной техники, а также подробному изучению механизмов поведения материалов при воздействии реакторного излучения.

В статье представлены расчетные исследования для обоснования возможности проведения облучательных экспериментов по исследованию радиационного разогрева исследуемых образцов в ИГР.

*Экспериментальное устройство.* Исследование радиационного разогрева материалов предполагает их тестирование в условиях комплексного воздействия факторов эксплуатации, то есть непосредственно в процессе работы реакторной установки. Для возможности облучения исследуемых материалов в активной зоне ИГР было разработано экспериментальное устройство (ЭУ) (рис. 1, а).

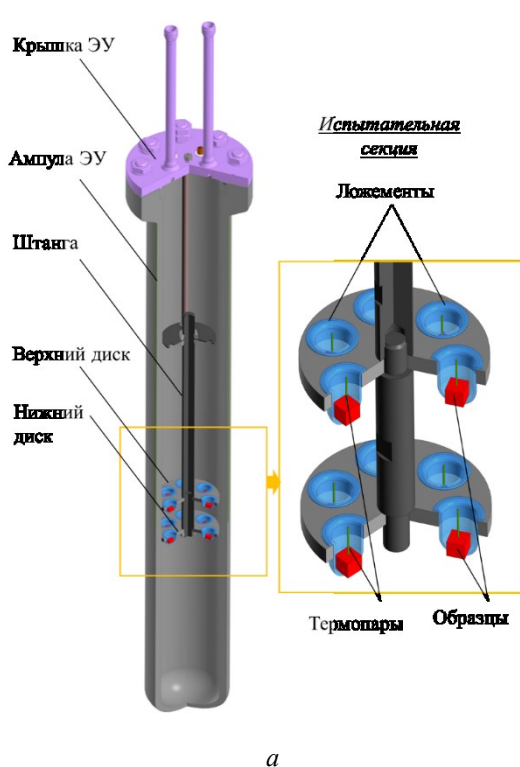
Основными элементами ЭУ являются ампула и испытательная секция. Испытательная секция предназначена для размещения в ней образцов конструкционных материалов (рис. 1, б) и представляет собой штангу диаметром 20 мм, на которой установлены два алюминиевых диска толщиной 10 мм и диаметром 100 мм. Расстояние между дисками составляет 100 мм.

На дисках равномерно по окружности выполнены 6 отверстий диаметром 21,5 мм для установки кварцевых ложементов, в которые помещены исследуемые образцы.

В качестве образцов для исследований используются как химически «чистые» материалы, так и различные марки стали. Образцы исследуемых материалов выполнены в виде куба со стороной 10 мм. Перечень исследуемых материалов приведен на рис. 1, б.

Исследуемые образцы устанавливаются в испытательную секцию таким образом, чтобы минимизировать взаимное тепловое влияние и обеспечить режим калориметрического

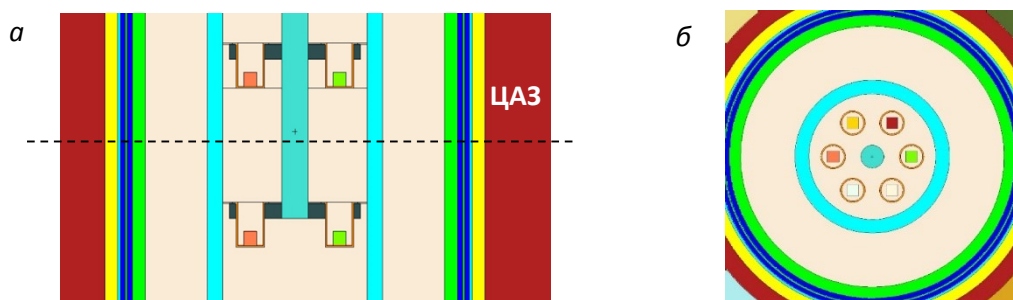
измерения. Это достигается применением ложементов из кварцевого стекла (для уменьшения потерь тепла от образца при его остывании) и помещением всего экспериментального устройства в вакуум. После создания разреженной среды в экспериментальном устройстве, реализуется заданная диаграмма изменения мощности ИГР. Радиационный нагрев в образцах обеспечивается конструкцией ЭУ, его положением в центральном экспериментальном канале [7] и реализацией требуемой диаграммы мощности ИГР.



1	Технически чистое железо
2	Тантал марки ТВЧ
3	Молибден марки МЧ
4	Хром
5	Титан
6	Сплав АМг-6
7	Олово ОВЧ1
8	Медь М1
9	Свинец С1
10	Вольфрам
11	Никель
12	Сплав Э125
13	Литий ЛЭ1
14	Сплав Амг-1
15	Техническое серебро СрМ97
16	Сталь марки 12Х18Н10Т
17	Сталь марки 12ХН35ВТ
18	Сталь марки 09Х16Н15МЗБ
19	Сталь марки 12Х1МФ
20	Сталь марки 15Х1МФ
21	Материал геттер Ti-Al-Nb
22	Карбидокремниевая керамика SiC
23	Кадмий

**Рисунок 1.** Эскиз экспериментального устройства: *а* – экспериментальное устройство; *б* – перечень испытываемых образцов

*Нейтронно-физические расчеты.* Для определения оптимальной диаграммы изменения мощности ИГР проведен ряд нейтронно-физических расчетов в программе MCNP5 [8] с использованием библиотеки данных ENDF/B-VII. Объединенная модель ИГР и ЭУ представлена на рис. 2. Расчетная модель ИГР [9] полностью соответствует реальной конструкции и учитывает неравномерность распределения концентрации урана в объеме активной зоны.



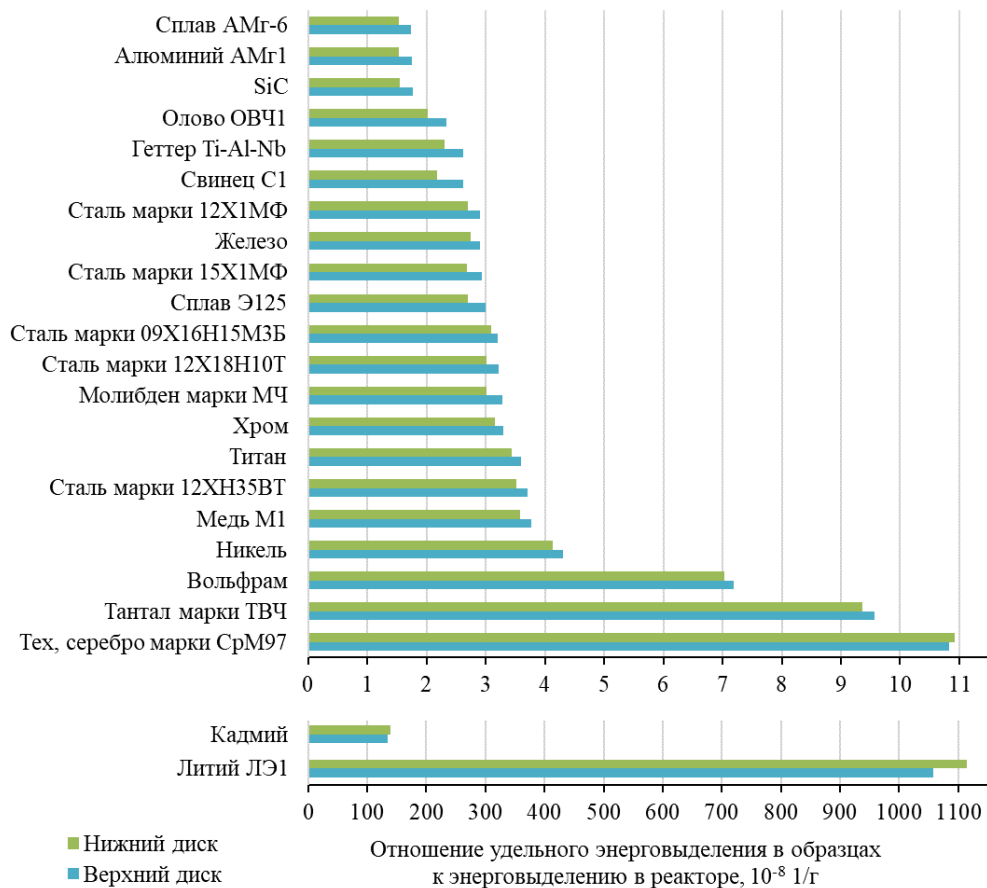
**Рисунок 2.** Объединенная расчетная модель ИГР и экспериментального устройства:  
*a* – вертикальное сечение; *б* – горизонтальное сечение

В результате проведенных по формуле (1) расчетов были получены значения отношения удельного энерговыделения в образцах к энерговыделению в реакторе.

$$k = \frac{E_o}{E_p} \times \frac{1}{m} \tag{1}$$

где:  $E_o$  – энерговыделение в образцах;  $E_p$  – энерговыделение в реакторе ИГР;  $m$  – масса образца.

Полученные значения представлены на рис. 3.



**Рисунок 3.** Отношение удельного энерговыделения в образцах конструкционных материалов к энерговыделению в реакторе, размещенных на верхнем и нижнем дисках

Расчетные значения отношения энерговыделения в образцах конструкционных материалов, расположенных на верхнем диске, выше значений при их расположении на нижнем диске (рис. 3). Однако отличие не превышает 10 % и объясняется высотным расположением образцов в ложементов относительно центра активной зоны реактора (рис. 2, а).

Значения энерговыделения в образцах лития марки ЛЭ1 и кадмия значительно превышают значения энерговыделения в других образцах. Это обусловлено тем, что данные материалы обладают, в сравнении с другими конструкционными материалами, большим сечением захвата тепловых нейтронов.

*Определение режимов реакторных исследований.* Для определения оптимальных режимов реакторных исследований с конструкционными материалами ядерной и термо-ядерной техники (рис. 1, б) был проведен оценочный расчет максимально возможного нагрева образцов в эксперименте на основе полученных результатов нейтронно-физических расчетов (рис. 3). В процессе проведения расчетов были приняты следующие допущения:

- начальная температура образцов принималась равной 293,15 К;
- потеря тепла с образцов отсутствует (адиабатный процесс);
- значение теплоемкости для каждого из образцов принималось средним с учетом нагрева [10, 11, 12, 13, 14];
- диаграмма изменения мощности в реакторе представляет собой вспышку длительностью 2 секунды, при этом максимально возможное энерговыделение в реакторе не должно превышать 1,5 ГДж.

Количество энергии, необходимое для нагрева образца на  $\Delta T$ , можно найти по формуле:

$$E_0 = c_p \cdot m \cdot \Delta T, \quad (2)$$

где  $c_p$  – теплоемкость образца,  $m$  – масса образца,  $\Delta T = T_2 - T_1$  – нагрев образца.

Исходя из формул (1) и (2), можно рассчитать нагрев каждого из образцов, задаваясь энерговыделением в реакторе:

$$\Delta T = \frac{E_p \cdot k}{c_p}. \quad (3)$$

При проведении расчетов выбиралось такое интегральное энерговыделение в реакторе, чтобы образцы имели максимально возможный радиационный разогрев, но при этом не достигали температуры плавления.

В результате проведенных расчетов были получены значения максимальной температуры для каждого образца при различных энерговыделениях в ИГР (1,5 ГДж, 1 ГДж, 0,5 ГДж, 0,025 ГДж) (рис. 4).

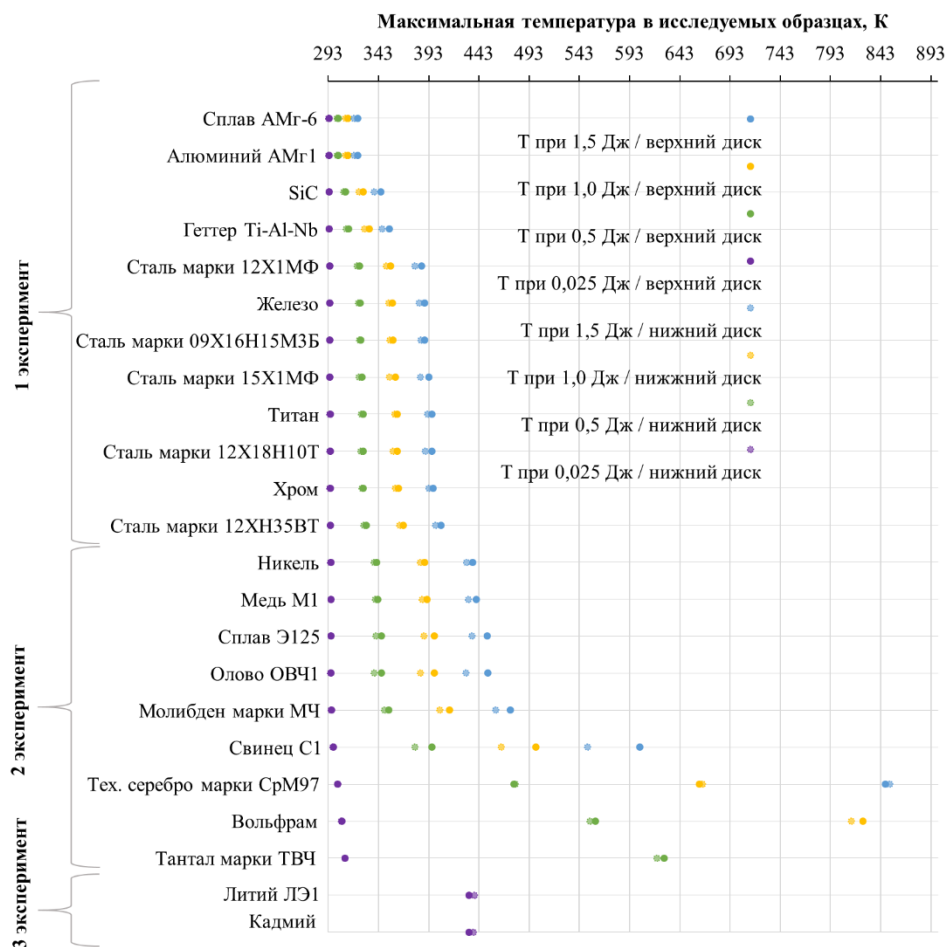
Учитывая особенности конструкции испытательной секции ЭУ, максимально возможный нагрев образцов, полученный по результатам расчета, а также температуру плавления испытуемых материалов, образцы конструкционных материалов были разделены на три группы, соответствующие трем экспериментам с различным энерговыделением в ИГР в каждом из исследований.

В первой группе размещено 12 образцов (сплав АМг-6, сплав АМг-1, карбид кремния SiC, геттер Ti-Al-Nb, сталь марки 12Х1МФ, технически чистое железо, сталь марки 09Х16Н15МЗБ, сталь марки 15Х1МФ, хром и сталь марки 12ХН35ВТ) с наименьшим нагревом при реализации энерговыделения в реакторе 1,5 ГДж.

Ко второй группе образцов были отнесены оставшиеся материалы (никель, медь, сплав

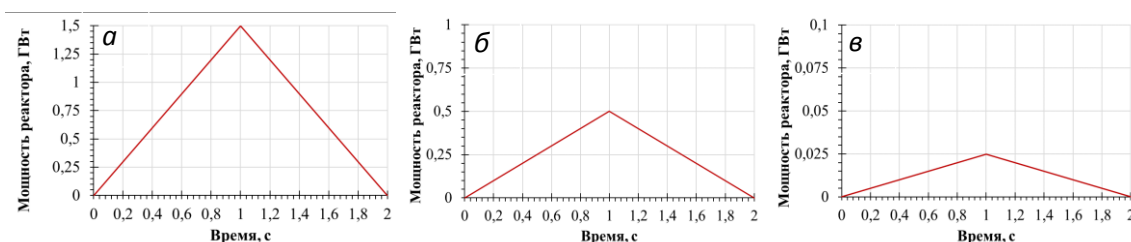
Э125, олово, молибден, свинец, техническое серебро СрМ97, вольфрам и тантал), за исключением образцов лития и кадмия. При этом рекомендуемое энерговыделение реактора должно составлять 0,5 ГДж. При более высоком энерговыделении в реакторе некоторые образцы достигают температуры более 1000 К, что может нежелательно сказаться на прочностных свойствах кварцевых ложементов в местах контакта с образцом.

Из второй группы были исключены образцы лития и кадмия, поскольку при рассмотренных значениях энерговыделения в реакторе их нагрев достигает температуры плавления ( $T_{\text{плав.Li}} = 455 \text{ K}$  и  $T_{\text{плав.Cd}} = 594 \text{ K}$ ). По этой причине данные образцы должны быть исследованы в отдельном третьем эксперименте с реализацией энерговыделения в реакторе 0,025 ГДж.



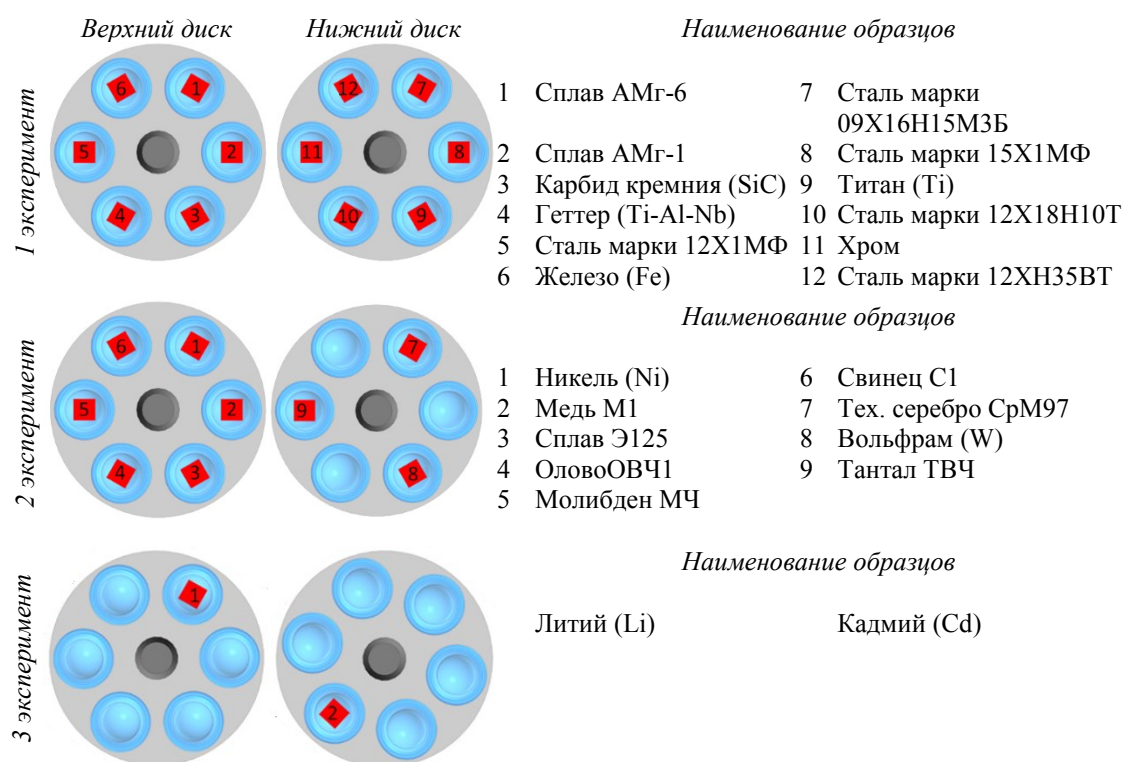
**Рисунок 4.** Максимальная температура в образцах, при реализации различного энерговыделения в ИГР

Таким образом, в результате проведения оценочного теплофизического расчета были определены оптимальные диаграммы изменения мощности ИГР для испытания образцов конструкционных материалов (рис. 5).



**Рисунок 5.** Изменение мощности ИГР в экспериментах по исследованию радиационного разогрева конструкционных материалов: *а* – 1 эксперимент; *б* – 2 эксперимент; *в* – 3 эксперимент

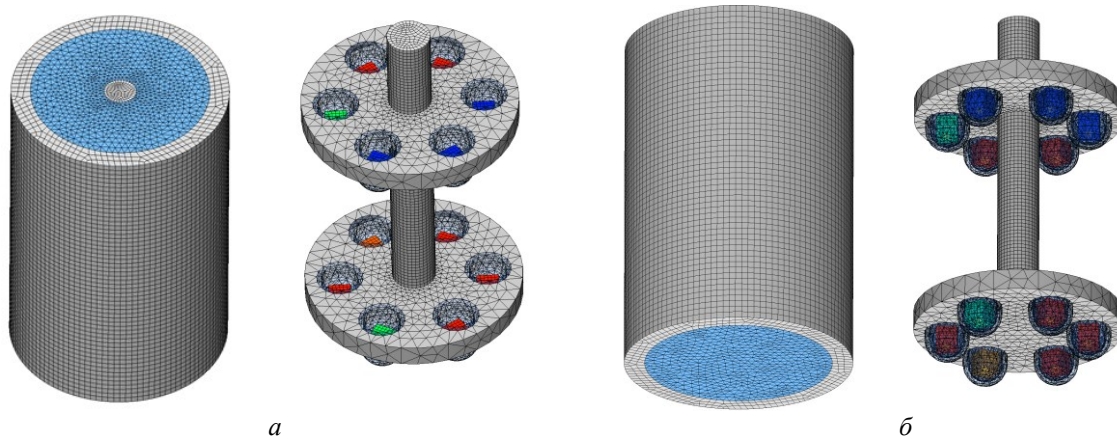
Также по результатам расчета была составлена картограмма размещения образцов относительно друг друга и определено месторасположение каждого из них в испытательной секции (рис. 6).



**Рисунок 6.** Картограмма размещения образцов в экспериментах

*Теплофизические расчеты в обоснование выбранных режимов испытаний.* Для проведения теплофизического расчета в обоснование выбранных режимов испытаний в программе ANSYS [15] была построена трехмерная геометрическая модель ЭУ (рис. 7).





**Рисунок 7.** Расчетная теплофизическая модель: *a* – вид сверху; *б* – вид снизу

Модель включала в себя испытательную секцию ЭУ с установленными в ней кварцевыми ложементами с образцами, центральную часть ампулы ЭУ и среду, которой заполнено ЭУ.

В качестве исходных данных для теплофизического расчета были использованы значения отношения удельного энерговыделения в исследуемых образцах к энерговыделению в реакторе (рис. 3) и диаграммы изменения мощности ИГР (рис. 5). Образцы размещались согласно картограмме, представленной на рис. 6. Теплофизические характеристики образцов материалов принимались из литературных источников [10, 11, 12, 13, 14].

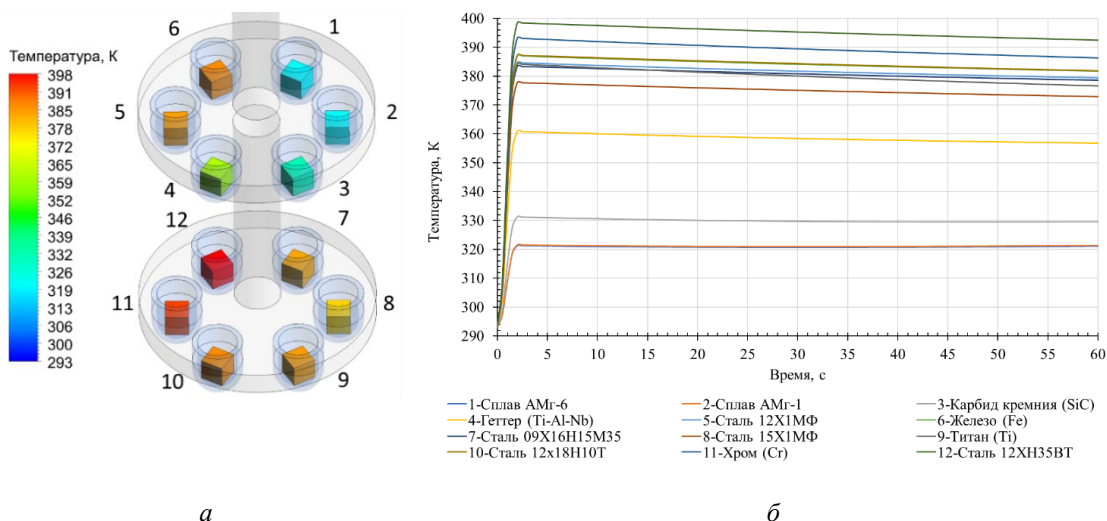
В процессе проведения расчета были приняты следующие допущения:

- начальная температура элементов модели составляет 293 К;
- полость ампулы заполнена аргоном при давлении 0,1 атм.;
- теплообмен между элементами в модели осуществляется за счет теплопроводности;
- на внешней поверхности ампулы экспериментального устройства задавались условия конвективного теплообмена с окружающей средой с температурой 293 К при коэффициенте теплоотдачи 5 Вт/(м<sup>2</sup>·К).

Поле температур в образцах конструкционных материалов на 2-ой секунде от начала реализации диаграммы мощности в ИГР (рис. 5) и изменение температуры образцов при их облучении приведены на рис. 8-10.

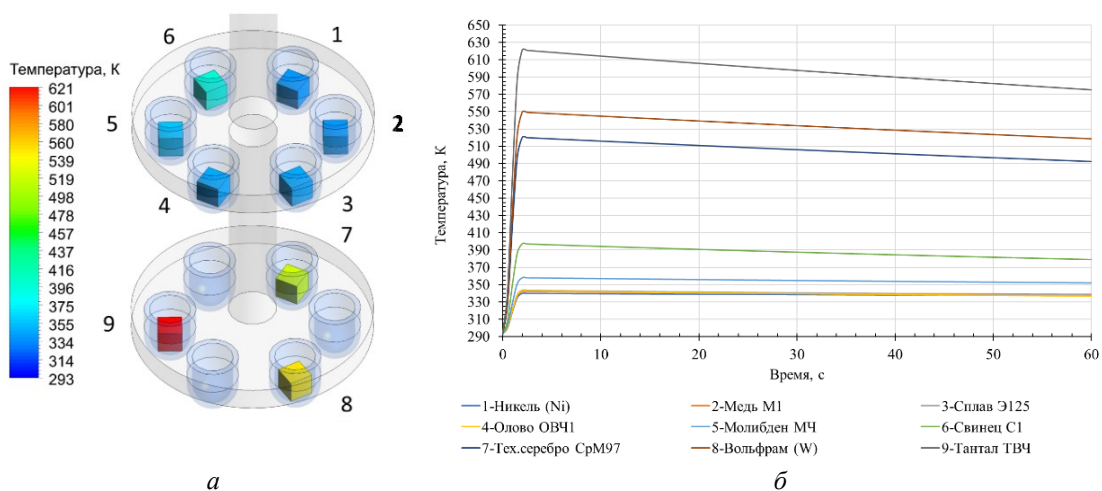
В результате теплофизических расчетов была определена максимальная температура тестируемых образцов при предложенных режимах работы ИГР и условиях облучения с учетом значений энерговыделения, полученных в результате нейтронно-физических расчетов. Также получены результаты по изменению температуры в процессе проводимых исследований.

В первом эксперименте при реализации диаграммы изменения мощности в ИГР, представленной на рис. 5, *a*, максимальная температура наблюдается у образца стали марки 12ХН35ВТ и составляет 398 К, минимальная температура – 321 К у образца сплава АМг-6 (рис. 8, *б*).



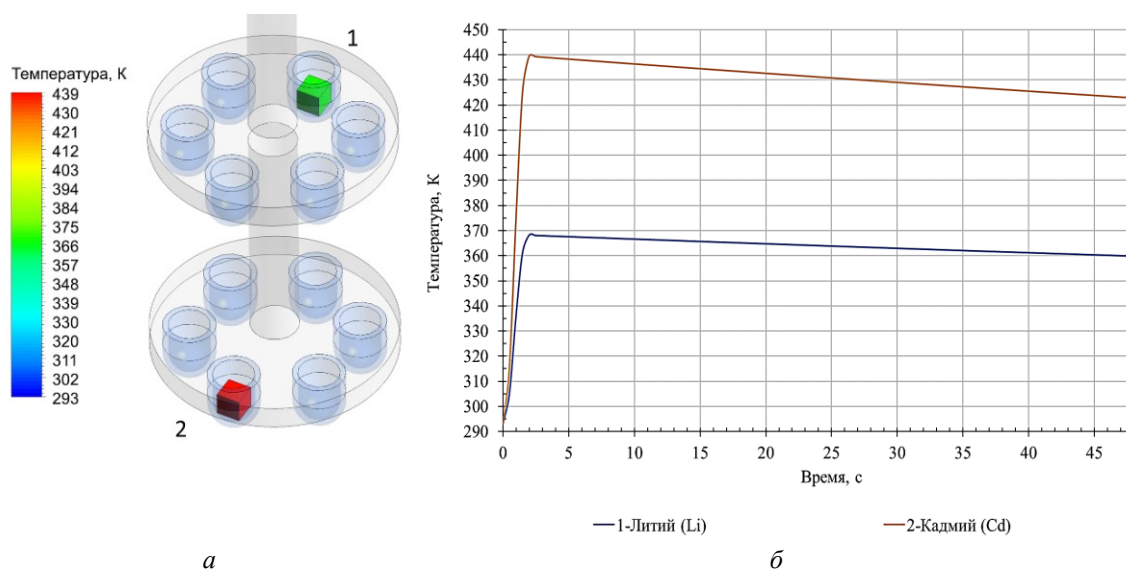
**Рисунок 8.** Исследование образцов в 1 эксперименте: *а* – поле температур в образцах на 2-ой секунде от начала реализации диаграммы мощности в ИГР; *б* – изменение температуры образцов при их облучении

Во втором эксперименте максимальная температура наблюдается у образца, выполненного из тантала марки ТВЧ, и составляет 621 К. Минимальная температура у образца из никеля – 340 К (рис. 9, б). При этом диаграмма изменения мощности в ИГР соответствует диаграмме, представленной на рисунке 5, б.



**Рисунок 9.** Исследование образцов во 2 эксперименте: *а* – поле температур в образцах на 2-ой секунде от начала реализации диаграммы мощности в ИГР; *б* – изменение температуры образцов при их облучении

При реализации изменения мощности реактора ИГР согласно диаграмме, представленной на рисунке 5, в, радиационный разогрев лития ЛЭ1 составит 75 К, при этом его максимальная температура составит 368 К (рис. 10, б). Максимальная температура кадмия – 439 К (нагрев 146 К).



**Рисунок 10.** Исследование образцов в 3 эксперименте: *а* – поле температур в образцах на 2-ой секунде от начала реализации диаграммы мощности в ИГР; *б* – изменение температуры образцов при их облучении

*Заключение.* По итогам проведенных расчетов были:

- определены режимы реакторных исследований с реализацией энерговыделения в реакторе 1,5 ГДж, 0,5 ГДж, 0,025 ГДж;
- составлена картограмма размещения образцов относительно друг друга и определено месторасположение каждого из них в испытательной секции;
- определены максимальные температуры тестируемых образцов при предложенных режимах работы ИГР;
- получены результаты по изменению температуры в процессе проводимых исследований.

Таким образом подтверждена возможность проведения реакторных экспериментов при выбранных режимах испытаний для нового набора конструкционных материалов ядерной и термоядерной техники.

*Благодарности.* Данная работа выполнена в рамках научно-технической программы № BR09158470 «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан».

#### Список литературы

1. Konishi K. et al. The Result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project // Nucl. Eng. Des., – 2007. – 237(22). – Pp. 2165-2174.
2. Kamiyama K. et al. Experimental studies on the upward fuel-discharge for elimination of severe recriticality during core-disruptive accidents in sodium-cooled fast reactors // Journ. Nucl. Sc. Technol. – 2014. – 51(9). – P. 1114-1124.
3. Serre F., Payot F., Suteau C., Trotignon L., Batyrbekov E., Vurim A., Pakhnits A., Vityuk V., Kubo S., Kato A., Tobita Y., Kamiyama K., Matsuba K., Toyooka J. R&D and Experimental Programs to support the ASTRID Core Assessment in Severe Accidents Conditions. – Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), 2016, San Francisco (CA, USA), April 17-20, 2016 – San Francisco (CA, USA). – 2016. – Vol. 3. – Pp. 2173-2182.
4. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Ульянов А.И. и др. Измерение температуры радиационного разогрева конструкционных материалов излучением ИГР// Атомная энергия. – 2001. – Т. 90, вып. 1. – С. 17-21.

5. Горин Н.В., Садыкова М.О., Садыков Н.Р. и др. Обработка результатов эксперимента по измерению температуры радиационного разогрева материалов излучением ИГР // Известия Челябинского научного центра. – 2002. – Вып. 4. – С. 21-27.
6. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кедро А.В. и др. Расчетно-экспериментальное исследование разогрева конструкционных материалов излучения ИГРИК // Атомная энергия. – 2005. – Т. 98, вып. 3. – С. 191-197.
7. Vityuk V.A., Vityuk G.A., Skakov M.K., Zhagiparova L.K. Design-basis justification for implementing targeted energy release in test objects of the impulse graphite reactor // Eurasian Physical Technical Journal. – 2020. – Vol. 7, № 2(34). – Pp. 87-95.
8. MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code; Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.
9. Компьютерная модель реактора ИГР для стационарных нейтронно-физических расчетов: а. с. № 2738 от 27.12.16 Республика Казахстан / А.Д. Вурим, В.М. Котов, Р.А. Иркимбеков, Л.К. Жагипарова, А.А. Байгожина.
10. Thermophysical Properties of Materials for Nuclear Engineering: Tutorial for students of specialty «Nuclear Power Plants» / Edited by Prof. P.L. Kirillov. Second revised and augmented edition. – Obninsk, 2006. – 182 p.
11. Казанцев Е.И. Промышленные печи: Справочное руководство для расчетов и проектирования / 2-ое издание. – М., Металлургия, 1975. – 368 с.
12. Egly. I., Brooks. R., Holland-Moritz D. et al. Thermophysical properties of  $\gamma$ -Titanium Aluminide the European IMPRESS Project // Ti-2007 Science and Technology. – 2007. – Pp. 1026-1036.
13. 15CrMoV5-9 description. – URL: <https://www.steel-grades.com/>
14. Silicon Carbide(SiC) properties and applications. – URL: <https://www.azom.com/>
15. ANSYS Inc. – Release 21.1.0. – USA, 2021.

#### References

1. Konishi K. et al. The Result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project // Nucl. Eng. Des., – 2007. – 237(22). – Pp. 2165-2174.
2. Kamiyama K. et al. Experimental studies on the upward fuel-discharge for elimination of severe recriticality during core-disruptive accidents in sodium-cooled fast reactors // Journ. Nucl. Sc. Technol. – 2014. – 51(9). – Pp. 1114-1124.
3. Serre F., Payot F., Suteau C., Trotignon L., Batyrbekov E., Vurim A., Pakhnits A., Vityuk V., Kubo S., Katoh A., Tobita Y., Kamiyama K., Matsuba K., Toyooka J. R&D and Experimental Programs to support the ASTRID Core Assessment in Severe Accidents Conditions. – Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), 2016, San Francisco (CA, USA), April 17-20, 2016. – San Francisco (CA, USA). – 2016. – Vol. 3. – Pp. 2173-2182.
4. Gorin, N.V., Kandiev Ya.Z., Ulyanov A.I. et al. Measurement of the radiation heating temperature of structural materials by IGR radiation // Atomic Energy. – 2001. – V. 90, Issue 1. – Pp. 17-21.
5. Gorin, N.V., Sadykova M.O., Sadykov N.R. et al. Processing of the results of an experiment on measuring the temperature of radiation heating of materials by IGR radiation // Proceedings of the Chelyabinsk Scientific Center. – 2002. – Issue 4. – Pp. 21-27
6. Gorin, N.V., Kandiev Ya.Z., Kedrov A.V. et al. Computational and experimental study of the heating of structural materials by radiation IGR // Atomic Energy. – 2005. – V. 98, Issue 3. – Pp. 191-197.
7. Vityuk V.A., Vityuk G.A., Skakov M.K., Zhagiparova L.K. Design-basis justification for implementing targeted energy release in test objects of the impulse graphite reactor // Eurasian Physical Technical Journal. – 2020. – Vol. 7. – № 2 (34). – Pp. 87-95.
8. MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code; Los Alamos National Laboratory. – Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.
9. Computer model of the IGR reactor for stationary neutronics calculations: а.с. No. 2738 of December 27, 2016 Republic of Kazakhstan / A.D. Vurim, V.M. Kотов, R.A. Irkimbekov, L.K. Zhagiparova, A.A. Baigozhin.
10. Thermophysical Properties of Materials for Nuclear Engineering: Tutorial for students of specialty “Nuclear Power Plants” / Edited by Prof. P.L. Kirillov. Second revised and augmented edition. – Obninsk, 2006. – Pp.182.
11. Kazantsev Ye.I. Industrial furnaces. Reference guide for calculations and design / 2nd edition. – М., Metallurgy, 1975. - 368 p.
12. Egly. I., Brooks. R., Holland-Moritz D. et al. Thermophysical properties of  $\gamma$ -Titanium Aluminide the

- European IMPRESS Project // Ti-2007 Science and Technology. – 2007. – Pp. 1026-1036.
13. 15CrMoV5-9 description. – URL: <https://www.steel-grades.com/>
  14. Silicon Carbide(SiC) properties and applications. – URL: <https://www.azom.com/>
  15. ANSYS Inc. – Release 21.1.0. – USA, 2021.