https://doi.org/10.52676/1729-7885-2024-4-88-95
УДК 621.039.516

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРОВЕДЕНИЯ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА С ТОПЛИВОМ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА ПРИ РЕАЛИЗАЦИИ ДЛИТЕЛЬНОГО РЕЖИМА РАБОТЫ РЕАКТОРА ИГР

Н. Е. Мухамедов[1], В. А. Витюк[1], Г. А. Витюк[1], А. Д. Вурим[1], Р. Е. Келсингазина[1,2*], С. А. Должиков[1], Д. Т. Женис[1], А. С. Сураев[1]

[1)] РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», Курчатов, Казахстан
[2)] Университет имени Шакарима города Семей, Семей, Казахстан

** E-mail для контактов: kelsingazina@nnc.kz*

Исследования прототипов твэлов и тепловыделяющих сборок во внутриреакторных испытаниях являются неотъемлемой частью в обосновании безопасности и работоспособности разрабатываемых установок, а также необходимы для валидации расчетных кодов. Несмотря на продолжительный срок эксплуатации и большое количество проведенных исследований на реакторе ИГР, возможности этого реактора в условиях реализации длительных экспериментов на минимальной мощности остаются пока не до конца изученными. В данной работе представлено обоснование возможности реализации эксперимента с топливом энергетического реактора при реализации длительного режима работы реактора ИГР. Проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты для определения энерговыделения в топливе и конструкционных материалах экспериментального устройства, времени достижения установившегося теплообмена между твэлом и охлаждающим газом на стационарном уровне мощности твэла и распределения температуры в испытательной секции при заданных энергетических параметрах.

Ключевые слова: *экспериментальное устройство, импульсный графитовый реактор, нейтронно-физические расчеты, теплогидравлические расчеты, компьютерное моделирование, минимальная мощность реактора.*

Введение

Принципы проектирования ядерных устройств для обеспечения их безопасности предполагают внедрение новых проектных решений только после тщательного исследования и проведения прототипных испытаний [1]. Прототипные испытания возможны только в условиях экспериметов на исследовательских реакторах. Постановка таких внутриреакторных экспериментов требует контролируемого обеспечения параметров испытаний (определенного спектра нейтронов и интенсивности потока нейтронов в течение всего времени облучения, нужного распределения температуры в исследуемых конструкциях) [2], что, в свою очередь, формирует потребность в изучении и усовершенствовании методологии подготовки и проведения такого рода экспериментов.

Экспериментальные исследования, проводимые на реакторе ИГР, практически всегда направлены на обоснование безопасности элементов и систем ядерных энергетических установок путем испытания топлива и конструкционных материалов в переходных и аварийных режимах [3–5]. Данные исследования предоставляют возможность получить сведения о быстропротекающих физических и тепловых процессах в ядерных реакторах, что позволяет дать оценку работоспособности различных элементов конструкции. Результаты экспериментов также могут быть использованы для верификации существующих и разрабатываемых компьютерных кодов [6]. Различное сочетание динамических характеристик реактора ИГР и его петлевых установок обеспечивает широкие экспериментальные возможности и условия испытаний объектов ядерной техники при различных проектных и запроектных авариях. Также возможно моделирование условий реактивностных аварий, аварий с потерей теплоносителя, а также сочетание (наложение) нарушений нормальной эксплуатации или отказов.

Реактор ИГР является исследовательским импульсным графитовым реактором на тепловых нейтронах с гомогенной уран-графитовой активной зоной. Принцип его работы заключается в том, что реактор выводится из подкритического в надкритическое состояние на мгновенных нейтронах. Реактор ИГР может работать в двух режимах: режим самогасящейся вспышки и регулируемый режим («регулируемый импульс»). В первом случае реактору сообщается реактивность, превышающая долю запаздывающих нейтронов, скачок реактивности определяет начальный период разгона, амплитуду и форму импульса (вспышки). Вспышка гасится сама вследствие разогрева активной зоны из-за «мгновенного» отрицательного температурного эффекта реактивности [7]. А во втором режиме, начинаясь также с самогасящейся вспышки, перемещение стержней регулирования компенсирует падение реактивности. Вне зависимости от режима работы реактора срабатывают механизмы обратной связи, связанные с уменьшением вероятности деления ядер урана при увеличении температуры нейтронного газа в активной зоне, после чего реактор переходит обратно в подкритическое на мгновенных нейтронах состояние [8].

В настоящее время остаются не полностью изученными возможности реактора ИГР в режиме «регулируемый импульс», когда реактор работает на минимальной мощности длительное время. Исследование работы реактора ИГР в таком режиме необходимо для понимания его предельных возможностей в условиях, когда энерговыделение в реакторе сравнимо с величиной утечки тепла из активной зоны. Так на сегодняшний день заявленными техническими характеристиками реактора являются максимальная плотность потока тепловых нейтронов равная $7{,}0 \cdot 10^{16}$ н/(см^2·с) и максимальный флюенс тепловых нейтронов – $3{,}7 \cdot 10^{16}$ н/см^2 [4]. Однако они относятся к компоновке реактора с пустым экспериментальным каналом, а для экспериментального канала с облучательным устройством являются не истинными. Помимо этого, к заявленным характеристикам можно отнести и величину энерговыделения реактора ИГР, равную 5200 МДж [4]. Как показала практика, данная величина может варьироваться как в большую, так и в меньшую сторону, в зависимости от длительности пуска.

Вопросы безопасности ядерной энергетики становятся все более актуальными, в связи с чем класс и сложность экспериментов на реакторе ИГР непрерывно повышаются, что является основным фактором к детальному изучению реактора ИГР, его возможностей, потенциала и уточнению основных параметров.

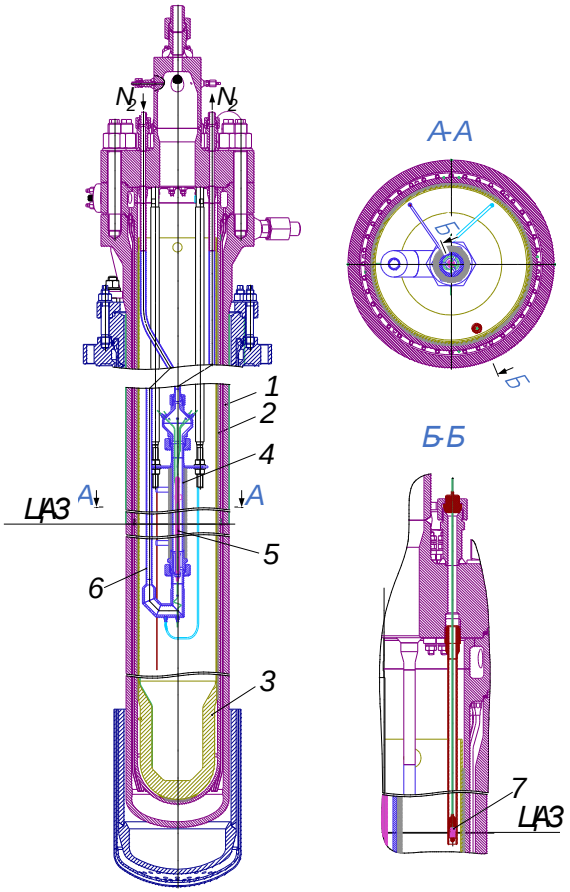
В Национальном ядерном центре Республики Казахстан в рамках Республиканской бюджетной программы «Развитие атомных и энергетических проектов» с 2024 года выполняются работы по исследованию возможности проведения облучательных экспериментов с топливом энергетического реактора при реализации длительного режима реактора ИГР. Научная новизна работы заключается в том, что впервые будут проведены экспериментальные исследования по определению предельных режимов работы реактора ИГР с топливом энергетического реактора. Обоснование возможности реализации длительных режимов работы реактора существенно расширит область его применения, в том числе, для экспериментов с облучательными устройствами, где основное значение имеет величина флюенса потока нейтронов.

Первый этап данной работы предполагает расчетно-теоретическое обоснование возможности проведения внутриреакторных экспериментов. Главным критерием для реализации данного этапа является обеспечение целостности конструкции экспериментального устройства и измерительного оборудования в ходе проведения длительного эксперимента. Таким образом, целью выполнения расчетно-теоретического обоснования возможности проведения внутриреакторных экспериментов является определение граничных условий, при которых рабочая температура конструкционных элементов экспериментального устройства не будут достигать допустимых проектных значений.

В статье представлены расчетные исследования в обоснование возможности проведения внутриреакторного эксперимента с топливом энергетического реактора при реализации длительного режима работы реактора ИГР. Проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты для определения энерговыделения в топливе и конструкционных материалах экспериментального устройства, времени достижения установившегося теплообмена между твэлом и охлаждающим газом на стационарном уровне мощности твэла и распределения температуры в испытательной секции при заданных энергетических параметрах. По результатам данного расчетного исследования будет разработана программа испытаний экспериментального устройства на реакторе ИГР в режиме «Регулируемый импульс», в которой будут определены условия и порядок проведения исследований.

Конструкция экспериментального устройства

Обоснование возможности реализации длительных режимов работы реактора ИГР осуществлялось с использованием экспериментального устройства (ЭУ) представленного на рисунке 1.



1 – корпус наружный; 2 – корпус внутренний; 3 – ловушка; 4 – обечайка рубашки охлаждения; 5 – твэл; 6 – трубопровод подачи азота; 7 – монитор энерговыделения

Рисунок 1. Конструктивная схема ЭУ

Основными элементами конструкции ЭУ являются силовой корпус (корпус наружный и корпус внутренний), испытательная секция, ловушка, трубопровод подачи и отвода газообразного азота. Испытательная секция представляет собой сварную конструкцию и предназначена для размещения в ней твэла и обечайки рубашки охлаждения, который организовывает тракт охлаждения твэла в процессе проведения эксперимента. Вход и выход охлаждающего газа в тракт охлаждения испытательной секции осуществляется по трубопроводам. В качестве топлива энергетического реактора для реализации эксперимента был выбран тип таблеток реактора на быстрых нейтронах БН-350. Основные параметры твэла представлены в таблице 1.

Таблица 1. Технические характеристики твэла

Наименование параметра	Значение
Наружный диаметр оболочки твэла, мм	6,9
Толщина стенки оболочки, мм	0,4
Материал оболочки	09Х16Н15М3Б
Топливо	UO_2
Содержание ^{235}U в топливе, %	~17
Плотность топливной таблетки, г/см^3	10,3…10,8
Наружный диаметр топливной таблетки, мм	5,9±0,02
Диаметр отверстия топливной таблетки, мм	1,5±0,1
Высота топливного столба, мм	900±5

Ловушка предназначена для защиты внутреннего корпуса ампулы от прямого контакта с расплавом топлива при его проливе в случае разрушения испытательной секции во время эксперимента. Ловушка теплоизолирована от внутреннего корпуса ампулы слоем графитового войлока.

Три штанги являются силовыми элементами и предназначены для стыковки испытательной секции с крышкой ампулы. Штанги обеспечивают возможность регулировки высотного расположения испытательной секции в диапазоне не менее ±25 мм. С помощью штанг обеспечивается перпендикулярность оси испытательной секции относительно крышки ампулы.

В конструкции ЭУ предусмотрена установка сменного монитора энерговыделения. Сменный монитор энерговыделения предназначен для косвенного определения энерговыделения в топливе и представляет собой топливную таблетку типа БН-350 обогащением 0,27% по ^{235}U, размещенную в стальном пенале на уровне центра активной зоны реактора ИГР на внешней поверхности испытательной секции.

Для регистрации температуры, в процессе реализации внутриреакторных исследований, в конструкционных материалах экспериментального устройства и в топливе будут использоваться термопары типа хромель-алюмель (ХА). Они будут установлены в центре топливного столба, на оболочке твэла, на обечайке рубашки охлаждения, а также на внутреннем и наружном корпусах ЭУ.

Условия испытаний

Для проведения эксперимента необходимо организовать следующую последовательность событий в эксперименте:

- организация циркуляции азота в экспериментальном устройстве с использованием внешнего петлевого контура;
- ядерный нагрев твэла на номинальной мощности реактора ИГР до обеспечения стационарного режима разогрева азота, проходящего через испытательную секцию;
- поддержание стационарного состояния испытательной секции при дальнейшем ядерном нагреве твэла на минимальной мощности реактора.

Основные условия проведения эксперимента представлены в таблице 2.

Таблица 2. Основные условия проведения эксперимента

Параметр	Значение
Теплоноситель	азот
Температура теплоносителя на входе в испытательную секцию, К	293
Давление теплоносителя на входе в ТВС, МПа	2
Средняя мощность твэла по высоте, кВт	3
Расход теплоносителя, кг/с	0,1

Средняя мощность в твэле и расход теплоносителя (таблица 2) были определены по результатам предварительных тепловых аналитических расчетов, для обеспечения условий, при которых температура топливного столба не превысит значения 1000 К.

Нейтронно-физические расчеты

Расчет нейтронно-физических характеристик эксперимента выполнялся на основе численного моделирования активной зоны реактора ИГР [9] с экспериментальным устройством с использованием расчетного кода MCNP6 [10] с библиотекой ядерных данных ENDF/B-VII.0. Моделирование ЭУ осуществлялось с соблюдением основных размерно-материальных характеристик. Топливный столб смоделирован единым стержнем без фасок и пазов. Вид объединенной расчетной модели представлен на рисунке 2. Также в нейтронно-физической модели был смоделирован сменный монитор энерговыделения.

В результате проведенных расчетов определено отношение удельного энерговыделения в топливе и конструкционных материалах экспериментального устройства к энерговыделению в реакторе по формуле:

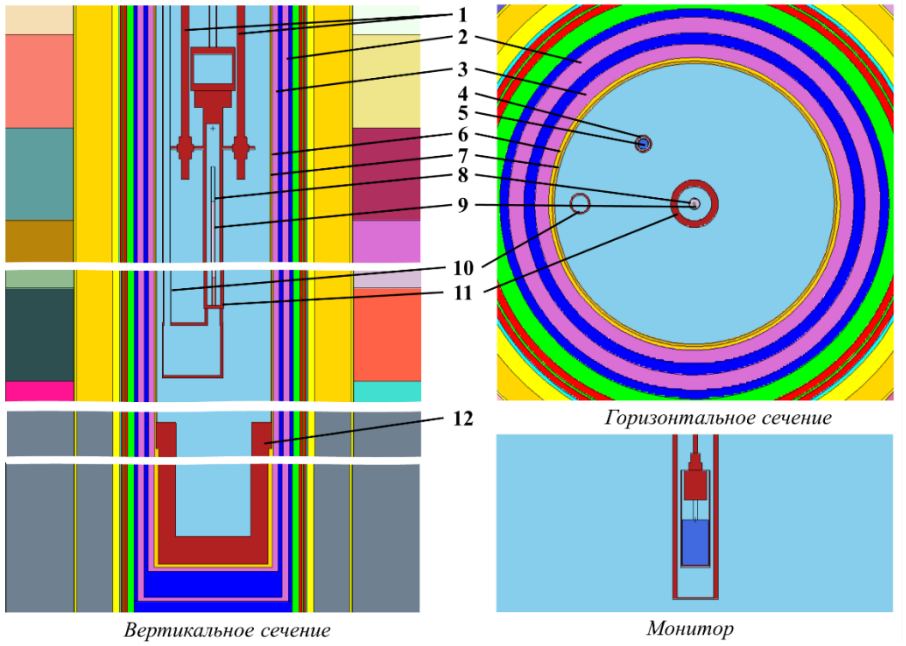
$$k = \frac{q}{Q} \cdot \frac{1}{m},$$

где q – энерговыделение в материале, о.е.; Q – энерговыделение в реакторе ИГР, о.е.; m – масса материала, г.

Средние значения отношения удельного энерговыделения в топливе твэла и в мониторе к энерговыделению в реакторе ИГР приведены в таблице 3.

Таблица 3. Среднее значение отношения удельного энерговыделения в твэле и в мониторе к энерговыделению в реакторе ИГР

Параметр	Отношение удельного энерговыделения к энерговыделению в реакторе, Дж/г(UO_2)/Дж$_{ИГР}$
Твэл	$3{,}85 \cdot 10^{-6}$
Монитор	$1{,}53 \cdot 10^{-7}$



1 – штанги; 2 – корпус наружный; 3 – корпус внутренний; 4 – пенал; 5 – монитор; 6 – графитовая вата; 7 – лайнер; 8 – оболочка твэла; 9 – топливо; 10 – трубопровод азота; 11 – обечайка; 12 – ловушка

Рисунок 2. Объединенная расчетная модель ИГР и ЭУ

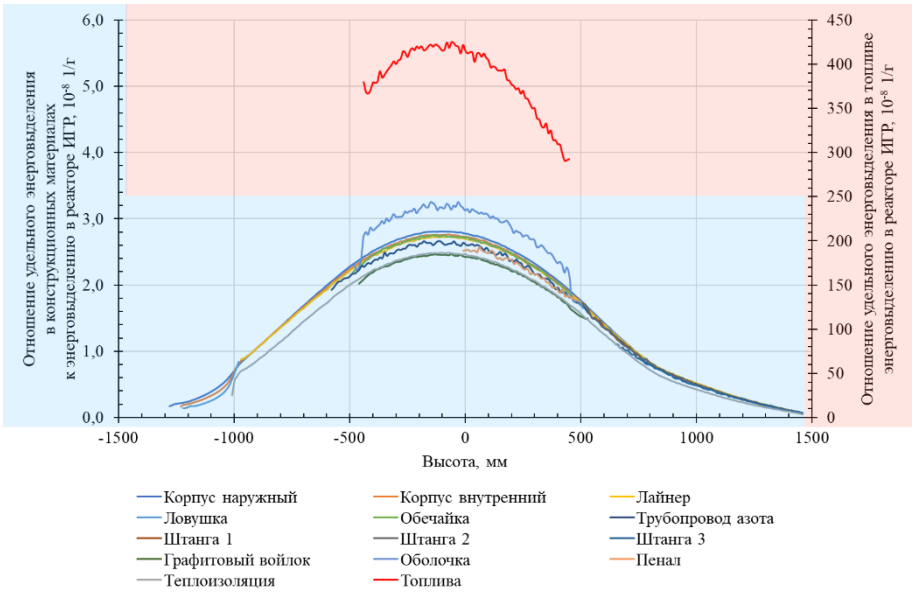


Рисунок 3. Распределение энерговыделения в топливе и в основных конструкционных материалах по высоте экспериментального устройства

Результаты нейтронно-физических расчетов в дальнейшем использовались в качестве вводных данных для проведения теплогидравлических расчетов. На рисунке 3 представлено распределение энерговыделения в топливе и в основных конструкционных материалах по высоте экспериментального устройства. Отметка «0» соответствует центру активной зоны реактора ИГР.

Теплогидравлические расчеты

Теплогидравлическая модель ЭУ и граничные условия для расчета

При проведении теплогидравлических расчетов необходимо было решить задачи, связанные с определением теплового состояния испытательной секции, а также определить время достижения установившегося режима теплообмена между твэлом и теплоносителем на стационарном уровне мощности твэла. Для выполнения поставленных задач с использованием программного пакета Ansys Fluent [11] была разработана трехмерная математическая модель, позволяющая произвести расчет необходимых параметров. Модель учитывала распределение поля скоростей теплоносителя в испытательной секции, соответствующее значению расхода азота 0,1 кг/с в тракте охлаждения устройства, и заданное распределение мощности в модельном твэле (3 кВт).

Основываясь на условиях осевой симметрии устройства, для расчета был выбран сегмент 1/2 части испытательной секции ЭУ, включающей в себя сегменты: твэла, азота в зазоре между твэлом и обечайкой испытательной секции, обечайки, теплоизоляции и трубопровода подачи азота с теплоносителем. Расчетная сетка модели испытательной секции включала в себя 641 517 четырехугольных призматических и полиэдральных элементов (рисунок 4).

Расчет теплогидравлических параметров испытательной секции ЭУ проводился в соответствие с полученными данными нейтронно-физических характеристик для модельного твэла ЭУ и конструкционных материалов испытательной секции (рисунок 3).

Расход азота, равный 0,1 кг/с, обеспечивает турбулентное течение теплоносителя в тракте охлаждения испытательной секции (число Рейнольдса превышает 10000). Учет турбулентности потока осуществлялся с использованием стандартной k-ε модели, описывающей массовую плотность турбулентной энергии k и скорость диссипации турбулентной энергии ε. На внешней стенке теплоизоляционного материала, а также трубопровода азота задавались условия конвективного теплообмена с окружающей средой с температурой 293 К и коэффициентом теплоотдачи 5 Вт/(м^2·К). На боковых стенках модели заданы условия симметрии.

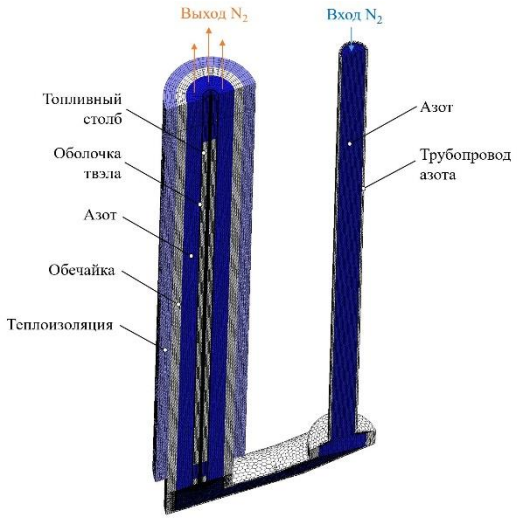
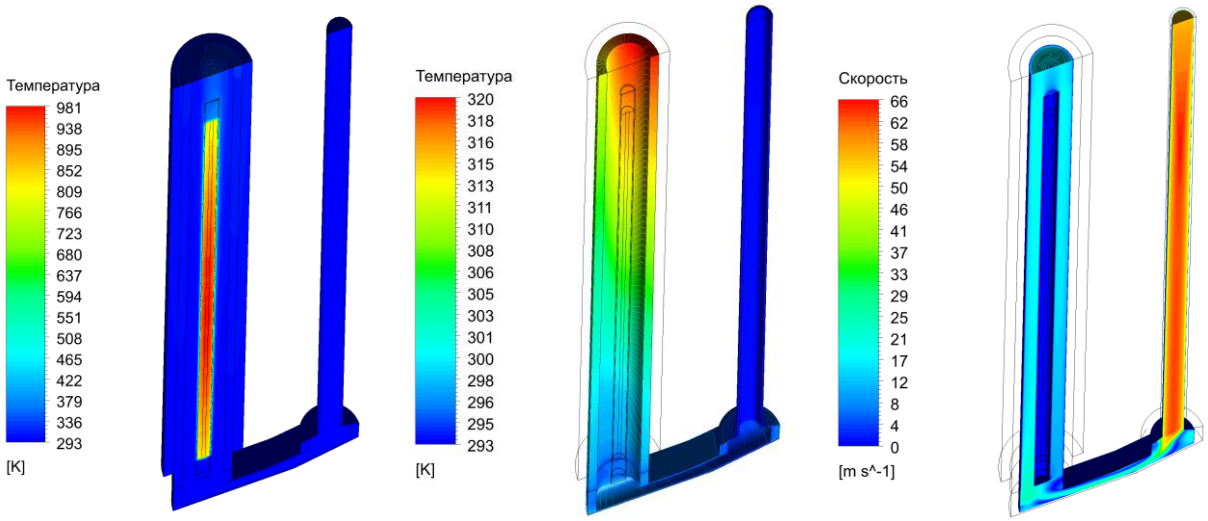


Рисунок 4. Расчетная сетка модели испытательной секции ЭУ

Свойства материалов, использованные при проведении расчетов, принимались из литературных источников [12, 13].

Результаты теплогидравлического расчета

Результаты расчета температурного поля в материалах испытательной секции ЭУ и поле скоростей азота при установившемся режиме теплообмена между твэлом и теплоносителем на стационарном уровне мощности твэла представлены на рисунке 5.



а) испытательная секция б) тракт охлаждения в) теплоноситель

Рисунок 5. Температурное поле в материалах испытательной секции ЭУ и поле скоростей азота при установившемся режиме теплообмена между твэлом и теплоносителем на стационарном уровне мощности твэла

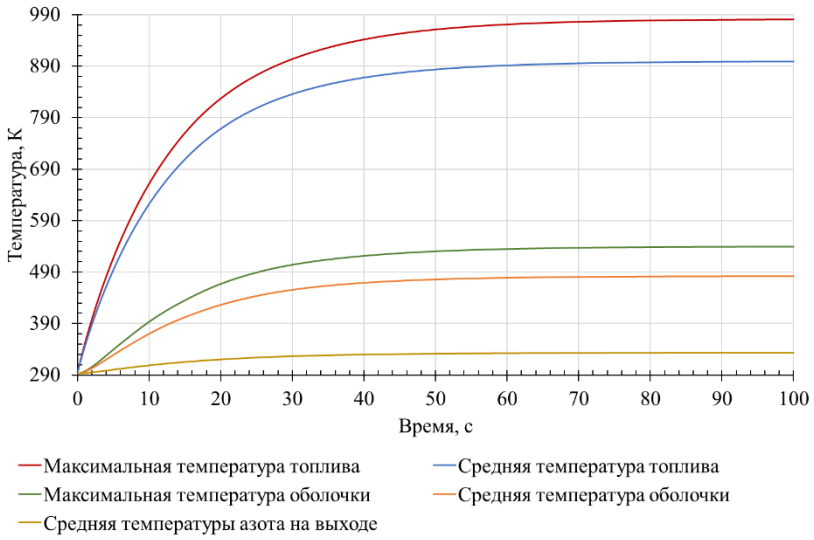


Рисунок 6. Изменение температуры в топливе, оболочке твэла и теплоносителе на выходе из тракта охлаждения азота при скачкообразном подъеме мощности в модельном твэле с нулевого значения до значения 3 кВт

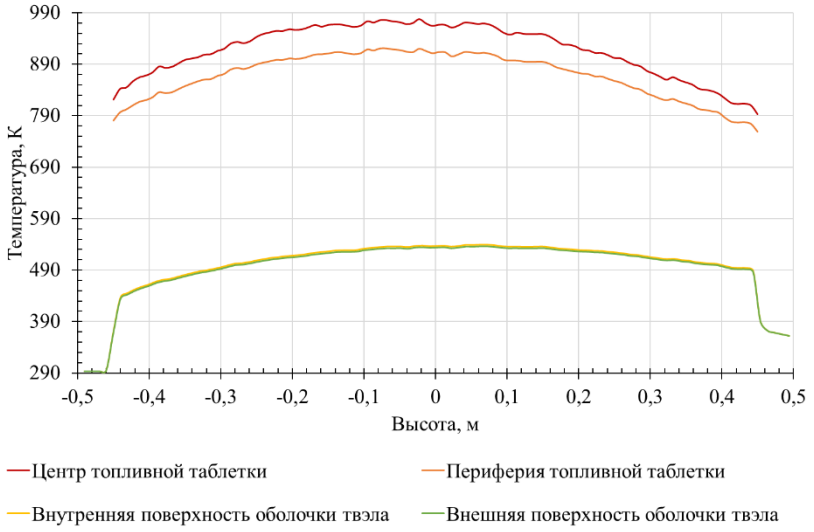


Рисунок 7. Распределение температуры в центре таблетки, на периферии таблетки, внутренней и наружной стенки оболочки твэла по высоте твэла

Время достижения установившегося режима теплообмена между модельным твэлом и азотом в испытательной секции рассчитывалось при условии, что на момент подъема мощности в ЭУ наблюдается установившаяся циркуляция теплоносителя с расходом 0,1 кг/с, а начальная температура теплоносителя и материалов устройства равна 293 К. Принималось, что подъем мощности происходит скачком с нулевого значения до значения равного 3 кВт.

Изменение температуры в топливе, оболочке твэла и теплоносителе на выходе из тракта охлаждения азота иллюстрирует рисунок 6.

Максимальная температура модельного твэла в испытательной секции экспериментального устройства при заданных энергетических параметрах достигает значения 981 К и наблюдается в центральной части твэла. Максимальная температура оболочки твэла составляет 540 К. Установившийся режим теплообмена достигается через ~50 секунд от момента выхода на стационарный уровень мощности реактора ИГР.

Распределение температуры в центре таблетки, на периферии таблетки, а также внутренней и наружной стенки оболочки по высоте твэла, при достижении установившегося режима теплообмена между твэлом и азотом на стационарном уровне мощности твэла представлено на рисунке 7.

Заключение

В рамках данной работы были проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты в обоснование возможности реализации длительных

режимов работы реактора ИГР с экспериментальным устройством.

По итогам проведенных расчетов было определено:

− отношение среднего удельного энерговыделение в топливе и в конструкционных материалах ЭУ к энерговыделению в реакторе, равное $3{,}85 \cdot 10^{-6}$ Дж/г(UO_2)/Дж$_{ИГР}$;

− распределение энерговыделения в топливе и в основных конструкционных материалах по высоте экспериментального устройства, необходимое для проведения теплогидравлических расчетов;

− распределение температуры в испытательной секции экспериментального устройства при заданных энергетических параметрах;

− время достижения установившегося режима теплообмена между твэлом и азотом на стационарном уровне мощности твэла, равное ~50 секундам от момента выхода на стационарный уровень мощности реактора ИГР.

Результаты расчетов показали, что проведение эксперимента не ограниченно тепловыми параметрами экспериментального устройства. Таким образом, обоснована возможность проведения внутриреакторных экспериментов в режиме «Регулируемый импульс» с топливом энергетического реактора при реализации длительного режима работы реактора ИГР.

Благодарности

Данные исследования финансировались Министерством энергетики Республики Казахстан в рамках научно-технической программы BR24792713 «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан».

Литература

1. Основные принципы безопасности атомных электростанций 75-INSAG-3 Rev.1. INSAG-12. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. Международное агентство по атомной энергии. – Вена. – 2015.
2. Бать Г.А., Коченов А.Ч., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. – М.: Атомиздат. – 1972.
3. Batyrbekov E., Vityuk V., Vurim A., Vityuk G. Experimental opportunities and main results of the impulse graphite reactor use for research in safety area / Annals of Nuclear Energy. – 2023. – Vol. 182. – P. 109582. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109582
4. Vityuk V., Vityuk G., Vurim A., Irkimbekov R., Kukushkin I., Surayev A., Mukhamedov N. Testing of a heterogeneous fuel rod in the research Impulse Graphite Reactor // Progress in Nuclear Energy. –2023. – Vol. 164. 104889. https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104889
5. Витюк В.А., Вурим А.Д., Котов В.М., Витюк Г.А., Иданова Д.С. Подготовка реакторных экспериментов по изучению тяжелой аварии быстрого реактора с натриевым теплоносителем // Труды VIII Международной научно-практической конференции «Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине. – Томск, ТПУ. – 2016. – С. 29–30.
6. Kelsingazina R., Vityuk V., Vurim A., Vityuk G., Mukhamedov N., Tikhomirov G. Computational approaches for determining the nuclear heating value of structural materials during the irradiation at the IGR reactor / Annals of Nuclear Energy. – 2024. – Vol. 204. P. 110532. – ISSN 0306-4549. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110532
7. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. – М.: Атомиздат. – 1976. – с. 248.
8. Лукин А.В. Физика импульсных ядерных реакторов. – Снежинск: Изд-во РФЯЦ – ВНИИТФ. –2006. – 528 с.
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. MCNP User's Manual Code Version 6.2. Los Alamos National Laboratory Tech. Rep. LA-UR-17-29981. Los Alamos, NM, USA. October 2017.
11. ANSYS Inc. – Release 21.1.0. – USA, 2021.
12. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. – М.: Атомиздат. – 1968. – 484 с.
13. Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: a tutorial and collection of data. – IAEA, Vienna. – 2008. http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/IAEA-THPH_web.pdf

References

1. Osnovnye printsipy bezopasnosti atomnykh elektrostantsiy 75-INSAG-3 Rev.1. INSAG-12. Doklad Mezhdunarodnoy konsul'tativnoy gruppy po yadernoy bezopasnosti. Mezhdunarodnoe agentstvo po atomnoy energii. – Vena. – 2015.
2. Bat' G.A., Kochenov A.Ch., Kabanov L.P. Issledovatel'skie yadernye reaktory. – Moscow: Atomizdat. – 1972.
3. Batyrbekov E., Vityuk V., Vurim A., Vityuk G. Experimental opportunities and main results of the impulse graphite reactor use for research in safety area / Annals of Nuclear Energy. – 2023. – Vol. 182. – P. 109582. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2022.109582
4. Vityuk V., Vityuk G., Vurim A., Irkimbekov R., Kukushkin I., Surayev A., Mukhamedov N. Testing of a heterogeneous fuel rod in the research Impulse Graphite Reactor // Progress in Nuclear Energy. –2023. – Vol. 164. 104889. https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2023.104889
5. Vityuk V.A., Vurim A.D., Kotov V.M., Vityuk G.A., Idanova D.S. Podgotovka reaktornykh eksperimentov po izucheniyu tyazheloy avarii bystrogo reaktora s natrievym teplonositelem // Trudy VIII Mezhdunarodnoy nauchno-prakticheskoy konferentsii «Fiziko-tekhnicheskie problemy v nauke, promyshlennosti i meditsine. – Tomsk, TPU. – 2016. – P. 29–30.
6. Kelsingazina R., Vityuk V., Vurim A., Vityuk G., Mukhamedov N., Tikhomirov G. Computational approaches for determining the nuclear heating value of structural materials during the irradiation at the IGR reactor / Annals of Nuclear Energy. – 2024. – Vol. 204. P. 110532. – ISSN 0306-4549. https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110532
7. Shabalin E.P. Impul'snye reaktory na bystrykh neytronakh. – Moscow: Atomizdat. – 1976. – p. 248.
8. Lukin A.V. Fizika impul'snykh yadernykh reaktorov. – Snezhinsk: Izd-vo RFYaTs – VNIITF. –2006. – 528 p.

9. Komp'yuternaya model' reaktora IGR dlya statsionarnykh neytronno-fizicheskikh raschetov: a.s. No. 2738 ot 27.12.16 Respublika Kazakhstan / A.D. Vurim, V.M. Kotov, R.A. Irkimbekov, L.K. Zhagiparova, A.A. Baygozhina.
10. MCNP User's Manual Code Version 6.2. Los Alamos National Laboratory Tech. Rep. LA-UR-17-29981. Los Alamos, NM, USA. October 2017.
11. ANSYS Inc. – Release 21.1.0. – USA, 2021.
12. Chirkin V.S. Teplofizicheskie svoystva materialov yadernoy tekhniki. – Moscow: Atomizdat. – 1968. – 484 p.
13. Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: a tutorial and collection of data. – IAEA, Vienna. – 2008. http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/IAEA-THPH_web.pdf

ИГР РЕАКТОРЫ ЖҰМЫСЫНЫҢ ҰЗАҚ РЕЖИМІН ІСКЕ АСЫРУ КЕЗІНДЕ ЭНЕРГЕТИКАЛЫҚ РЕАКТОРДЫҢ ОТЫНЫМЕН ІШКІ РЕАКТОРЛЫҚ ЭКСПЕРИМЕНТ ЖҮРГІЗУ МҮМКІНДІГІН НЕГІЗДЕУГЕ АРНАЛҒАН ЕСЕПТІК ЗЕРТТЕУЛЕР

Н. Е. Мухамедов[1], В. А. Витюк[1], Г. А. Витюк[1], А. Д. Вурим[1], Р. Е. Келсингазина[1,2*], С. А. Должиков[1], Д. Т. Жеңіс[1], А. С. Сураев[1]

[1)] «Қазақстан Республикасының Ұлттық Ядролық орталығы» РМК, Курчатов, Қазақстан
[2)] Семей қаласының Шәкәрім атындағы университеті, Семей, Қазақстан

** Байланыстар үшін E-mail: kelsingazina@nnc.kz*

Твэлдер мен жылу бөлетін құрастырмалардың прототиптерін ішкі реакторлық сынауларда зерттеу әзірленетін қондырғылардың қауіпсіздігі мен жұмыс қабілеттілігін негіздеудің ажырамас бөлігі болып табылады, сондай-ақ есептік кодтарды валидациялау үшін қажет. Ұзақ пайдалану мерзіміне және ИГР реакторында жүргізілген зерттеулердің көп болуына қарамастан, осы реактордың мүмкіндіктері ең аз қуаттағы ұзақ эксперименттерді іске асыру жағдайында әлі толық зерттелмеген. Бұл жұмыста ИГР реакторының ұзақ жұмыс режимін іске асыру кезінде энергетикалық реактордың отынымен экспериментті іске асыру мүмкіндігінің негіздемесі ұсынылған. Отында және эксперименттік құрылғының конструкциялық материалдарында энергия бөлуді, твэл қуатының стационарлық деңгейінде твэл мен салқындатқыш газ арасында орнатылған жылу алмасуға қол жеткізу және берілген энергетикалық параметрлер кезінде сынақ секциясында температураны бөлу уақытын анықтау үшін нейтрондық-физикалық және жылу-гидравликалық есептеулер жүргізілді.

Түйін сөздер: *эксперименттік құрылғы, импульстік графиттік реактор, нейтронды-физикалық есептеулер, жылу-гидравликалық есептеулер, компьютерлік модельдеу, реактордың минималды қуаты.*

COMPUTATIONAL STUDIES IN SUPPORT OF POSSIBILITY OF CONDUCTING AN IN-PILE EXPERIMENT WITH POWER REACTOR FUEL DURING THE IMPLEMENTATION OF THE LONG-TERM OPERATION MODE OF THE IGR REACTOR

N. Ye. Mukhamedov[1], V. A. Vityuk[1], G. A. Vityuk[1], A. D. Vurim[1], R. Ye. Kelsingazina[1,2*], S. A. Dolzhikov[1], D. T. Zhengis[1], A. S. Suraev[1]

[1)] RSE "National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan", Kurchatov, Kazakhstan
[2)] Shakarim University of Semey, Semey, Kazakhstan

** E-mail for contacts: kelsingazina@nnc.kz*

Research of prototype fuel elements and fuel assemblies in in-pile tests are an integral part in substantiating the safety and operability of installations being designed, and are also necessary for validating the calculation codes. Despite the long service life and a large number of studies conducted in the IGR reactor, the capabilities of this reactor under conditions of implementing long-term experiments at minimum power are still not fully clear. This paper presents a substantiation of the possibility of implementing an experiment with power reactor fuel during the implementation of the long-term operation mode of the IGR reactor. Neutronic and thermal-hydraulic calculations were performed to determine the energy release in the fuel and structural materials of the experimental device, the time to achieve steady-state heat exchange between the fuel element and the cooling gas at a steady-state fuel element power level, and the temperature distribution in the test section at specified energy parameters.

Keywords: *experimental device, impulse graphite reactor, neutronic calculations, thermal-hydraulic calculations, computer modeling, minimum reactor power.*