

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ПРИМЕНЕНИЯ РЕАКТОРА ИГР ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБЛАСТИ БЕЗОПАСНОСТИ

MAIN RESULTS OF THE REACTOR IGR USE FOR RESEARCH IN SAFETY AREA

Vityuk V.A., Vurim A.D., Pakhnits A.V., Vityuk G.A., Irkimbekov R.A.

National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, 071100, Kurchatov, 2 Beibyt atom St., Kazakhstan

shmeleova@nnc.kz



В работе представлены основные технические характеристики импульсного графитового реактора (ИГР), которые определяют его уникальные экспериментальные возможности по исследованию поведения твэлов и ТВС в переходных и аварийных условиях эксплуатации. Выполнен краткий обзор основных реализованных на ИГР экспериментальных программ в обоснование безопасности эксплуатации ядерных реакторов различных типов. Полученные результаты стали, во многом, новыми и уникальными и позволили определить важные с точки зрения безопасности и работоспособности реакторов параметры твэлов, данные о процессе взаимодействия расплава материалов активной зоны с теплоносителем, а также о его контролируемом перемещении по специальным каналам. Накопленный опыт и компетенции персонала, сформированные методические подходы к проведению испытаний, техническое оснащение реактора сегодня позволяют успешно реализовывать новые экспериментальные программы, решать актуальные научные задачи, и расширять международное сотрудничество в сфере повышения безопасности атомной энергетики.

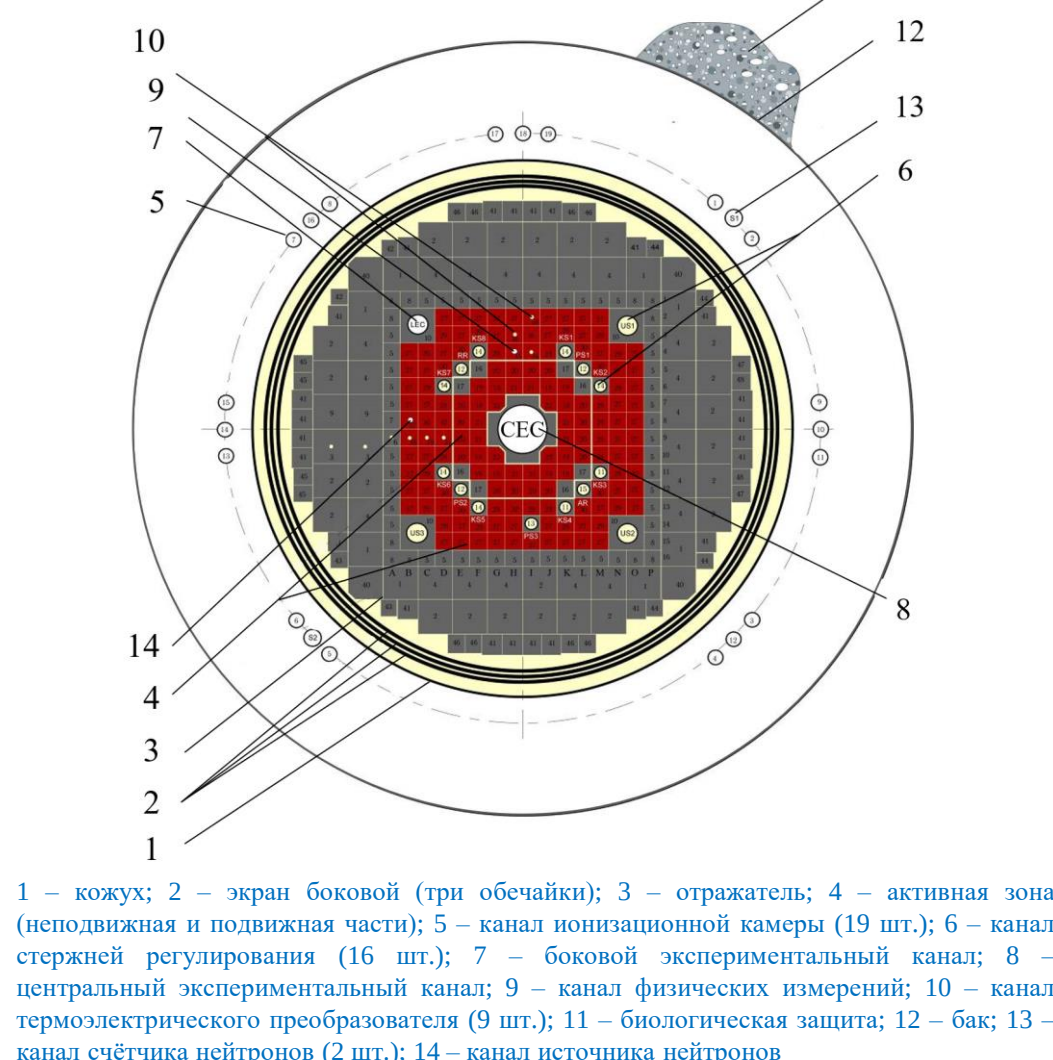
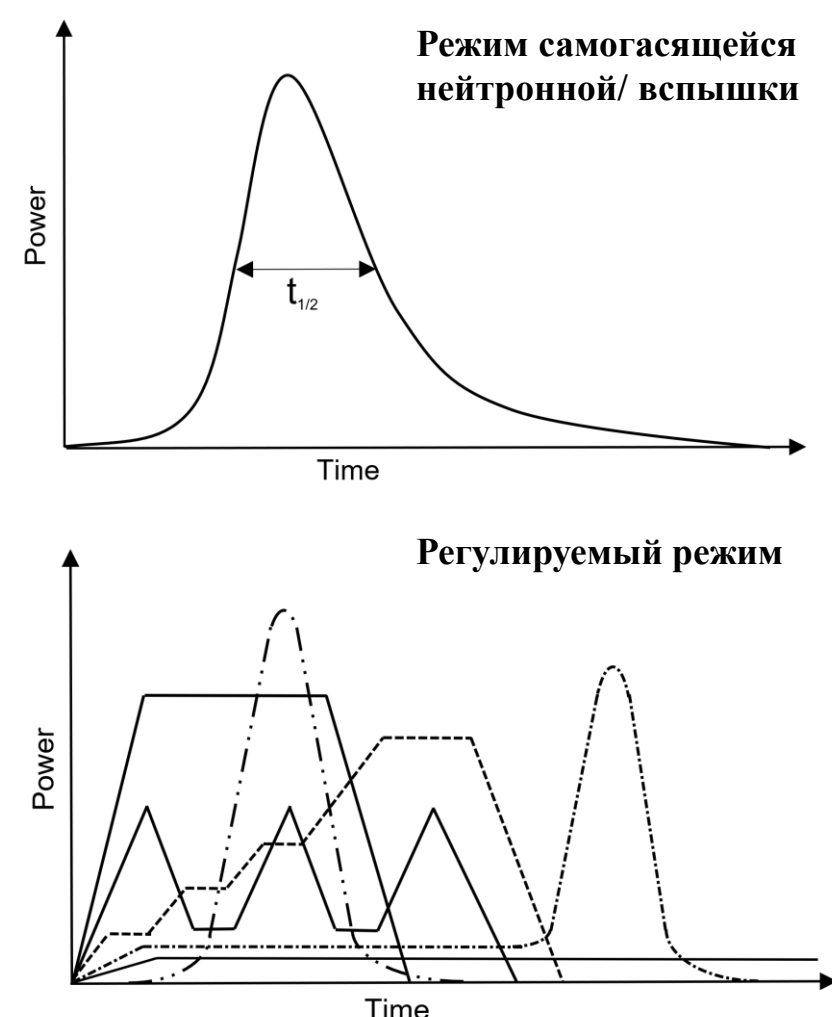
The work presents main technical characteristics of the Impulse Graphite Reactor (IGR), which determine its unique experimental opportunities to research behavior of the fuel rods and fuel assemblies in transient and accident operation conditions. A brief review of main experimental programs implemented at the IGR in support of safety of various nuclear reactor operation was conducted. Obtained results became new and unique ones in many aspects and enabled determining important fuel rod parameters from the reactor safety and performance point of view, data on interaction process between core material melt and coolant, as well as on its controlled moving throughout special channels. The gained experience and competency of the personnel, developed methodological approaches to tests, technical equipping of the reactor allow now successfully implement new experimental programs, manage actual scientific issues and expand international cooperation in enhancing nuclear power safety.

Характеристики реактора ИГР

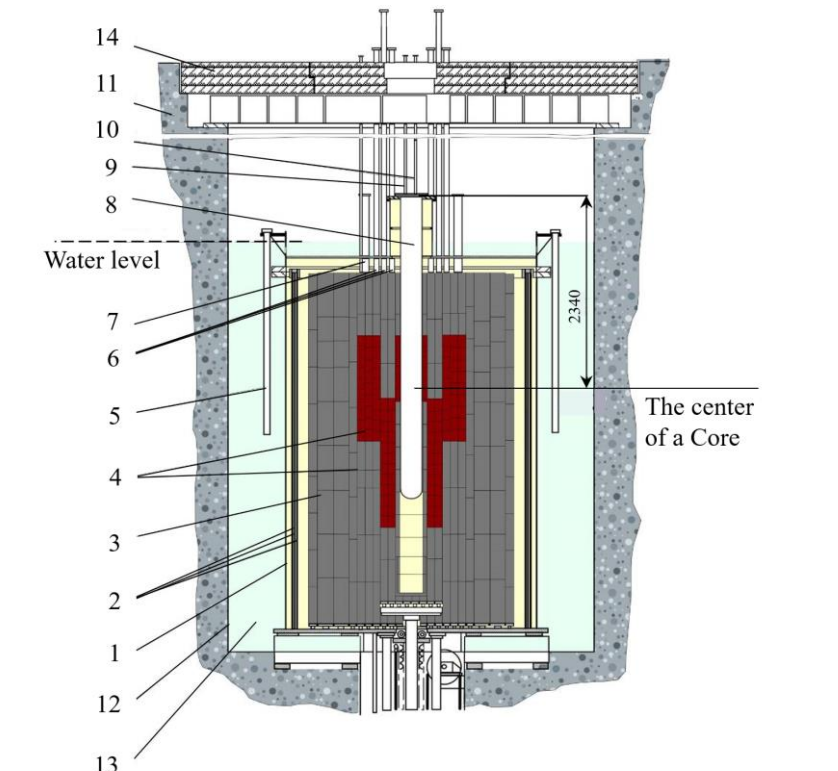
Исследовательский реактор ИГР относится к классу реакторов с гомогенной уранграфитовой активной зоной. ИГР является единственным в мире мощным действующим исследовательским реактором, позволяющим проводить разрушающие эксперименты с большими экспериментальными устройствами, загруженными значительным количеством исследуемого топлива – до 10 кг в виде диоксида урана в составе модельных твэлов. Его максимальная мощность в режиме регулируемого импульса – 1000 МВт – на порядок превышает классический верхний потолок (около 100 МВт) мощности исследовательских реакторов.

Конструктивно реактор представляет собой кладку из графитовых блоков, собранных в колонны высотой 4400 мм (поз. 3), которая размещена в герметичном стальном цилиндрическом кожухе Ø3100 мм (поз. 1; далее по тексту – корпус) с гелиевой средой. Общая масса графитовой кладки – 33870 кг. Между графитовой кладкой и корпусом реактора установлены цилиндрические тепловые экраны (поз. 2). Корпус реактора расположен в баке (поз. 12) с охлаждающей водой.

Графитовые блоки активной зоны (поз. 4) реактора пропитаны водным раствором уранилдинитрата (азотнокислого уранила). Энергия, выделяющаяся в активной зоне в процессе пуска реактора, аккумулируется в графите и затем отводится водой, охлаждающей экспериментальные устройства (неподвижные ампулы центрального и бокового экспериментальных каналов) и корпус реактора.



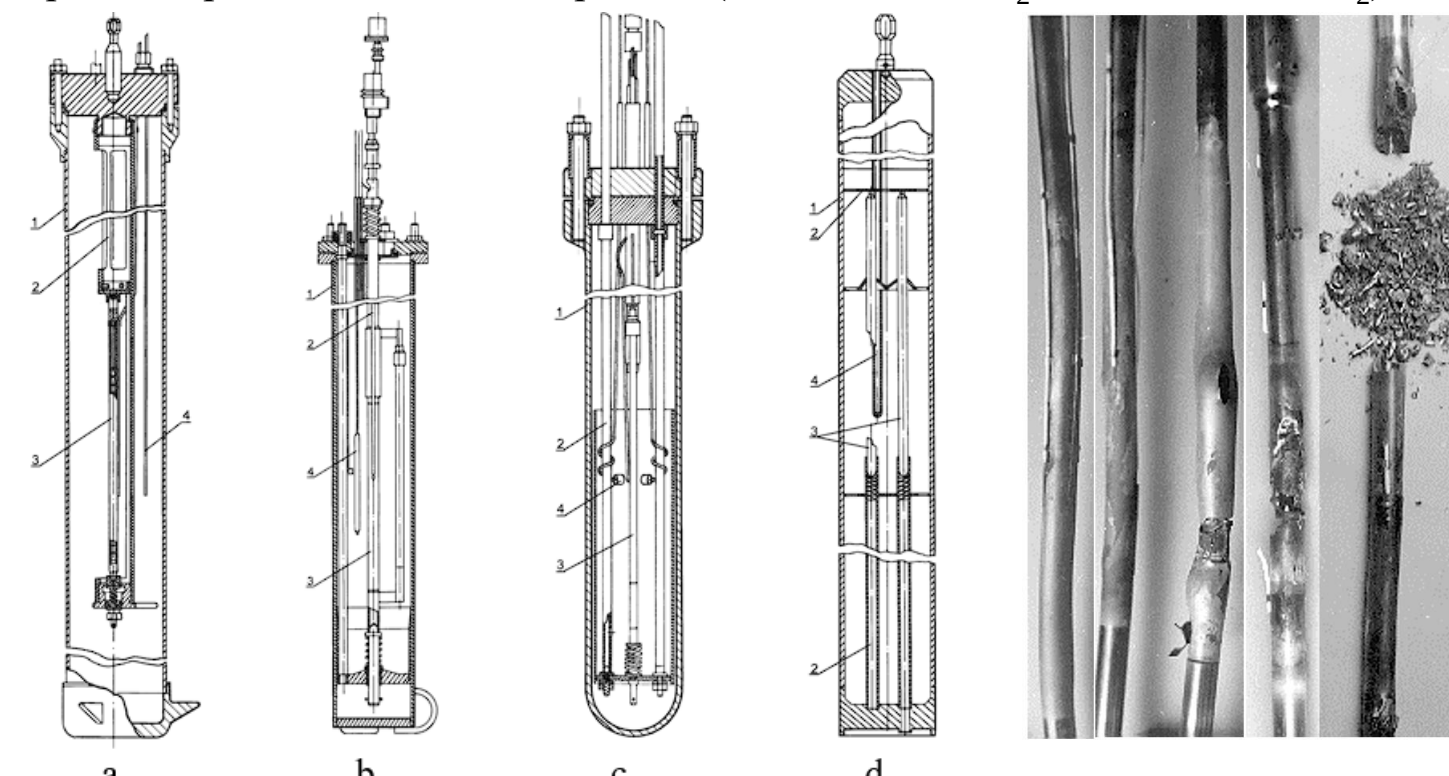
Основными режимами работы реактора являются нерегулируемый режим - режим самогасящейся нейтронной вспышки и регулируемый режим. Для осуществления режима самогасящейся вспышки реактору сообщается некоторая реактивность, превышающая долю запаздывающих нейтронов, величина которой определяет форму, амплитуду и полуширину вспышки. Регулируемый режим осуществляется перемещением рабочих органов системы управления и защиты реактора (СУЗ), компенсирующих отрицательный температурный эффект реактивности по заданному закону. Форма, амплитуда (уровень мощности) и длительность регулируемого режима могут быть самыми различными. Они определяются задачами испытаний, исходя из условия максимального энерговыделения в активной зоне реактора, которое составляет 5,2 ГДж и является эксплуатационным пределом реактора, соответствующим флюенсу тепловых нейтронов $3,7 \times 10^{16} \text{ см}^{-2}$ в центральный экспериментальный канал (ЦЭК) реактора.



Испытания твэлов энергетического реактора ВВЭР

В общей сложности (с января 1984 по июль 1991) было проведено 10 серий испытаний твэлов ВВЭР, в рамках которых выполнено 186 пусков и исследовано поведение 192 модельных твэлов различного конструктивного исполнения, выгорания и оснащения средствами измерения параметров. Экспериментальные данные, полученные в этих экспериментах, позволили охарактеризовать термомеханическое поведение модельных твэлов в зависимости от энерговыделения (0,1 ... 10 кДж/г UO_2), полуширины нейтронной вспышки (0,2 ... 4,7 с), длительности стационарного уровня мощности (200 ... 500 с), температуры топлива (600 ... 3500°C), температуры оболочки (127 ... 2300°C), температуры (17 ... 60°C) и давления рабочей среды (0,1 ... 16,0 МПа).

В результате были исследованы различные стадии деформационных процессов вплоть до плавления топлива и оболочки, разрушения твэла на отдельные фрагменты, а также оценено влияние на эти процессы конструктивных параметров твэлов и режимов испытаний, определены пороговые значения энерговыделения, при которых происходили необратимые процессы изменения состояния твэлов - потеря исходной формы (~0,84 кДж/г UO_2 или 200 кал/г UO_2), разгерметизация (~1,0 кДж/г UO_2 или 240 кал/г UO_2), плавление топлива (~1,25 кДж/г UO_2 или 300 кал/г UO_2), диспергирование расплавленных материалов (~1,59 кДж/г UO_2 или 380 кал/г UO_2).



Ампульное устройство реактора ВВЭР для испытаний

Испытания ТВС реактора ИВВ-2М

Всего было проведено восемь испытаний ТВС (пусков реактора) в режиме аварии с прекращением циркуляции теплоносителя: шесть при работе сборки на мощности, соответствующей среднему и два – максимальному ее уровню в реакторе ИВВ-2М.

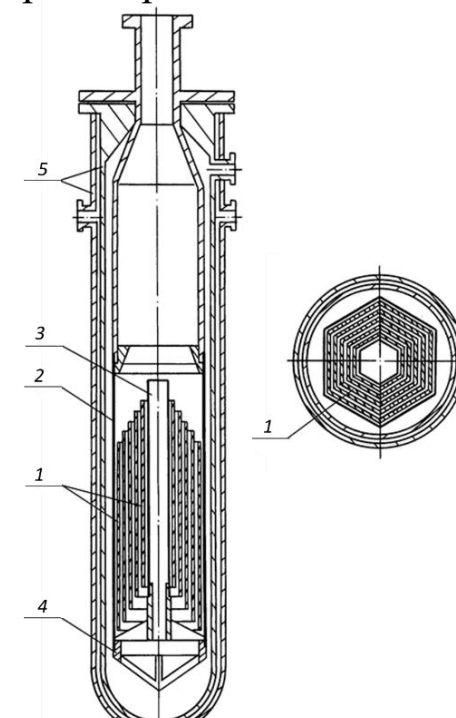


Схема экспериментального канала и ТВС ИВВ-2М

В шести испытаниях (пусках реактора) при моделировании аварии с реактивностью мощность ТВС, работающей на номинальном стационарном уровне, за время 1-10 с линейно увеличивалась в несколько раз с последующим аварийным ее снижением за 1,2 с до нуля. Время роста и кратность увеличения мощности дискретно менялись, увеличиваясь от пуска к пуску.

Максимальное реализованное в этих испытаниях значение мощности ТВС в импульсе примерно в 10 раз превышало уровень, соответствующий средней мощности сборки в реакторе ИВВ-2М.

В испытаниях на режиме с наибольшим достигнутым значением мощности зафиксировано возникновение кризиса теплоотдачи на поверхности наиболее теплонапряженного твэла. Однако, достаточная теплоемкость твэла с одной стороны, и быстрое снижение мощности при аварийном останове, с другой, обусловили незначительный скачок температуры твэлов и сохранение целостности и работоспособности сборки.

Экспериментальная программа EAGLE

Начиная с 2000-х годов исследования на ИГР были сфокусированы, в основном, на исследовании вопросов контролируемого перемещения расплава материалов активной зоны реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Данные исследования проводились и продолжают проводиться совместно с японским агентством по атомной энергии в рамках проекта EAGLE – Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities.

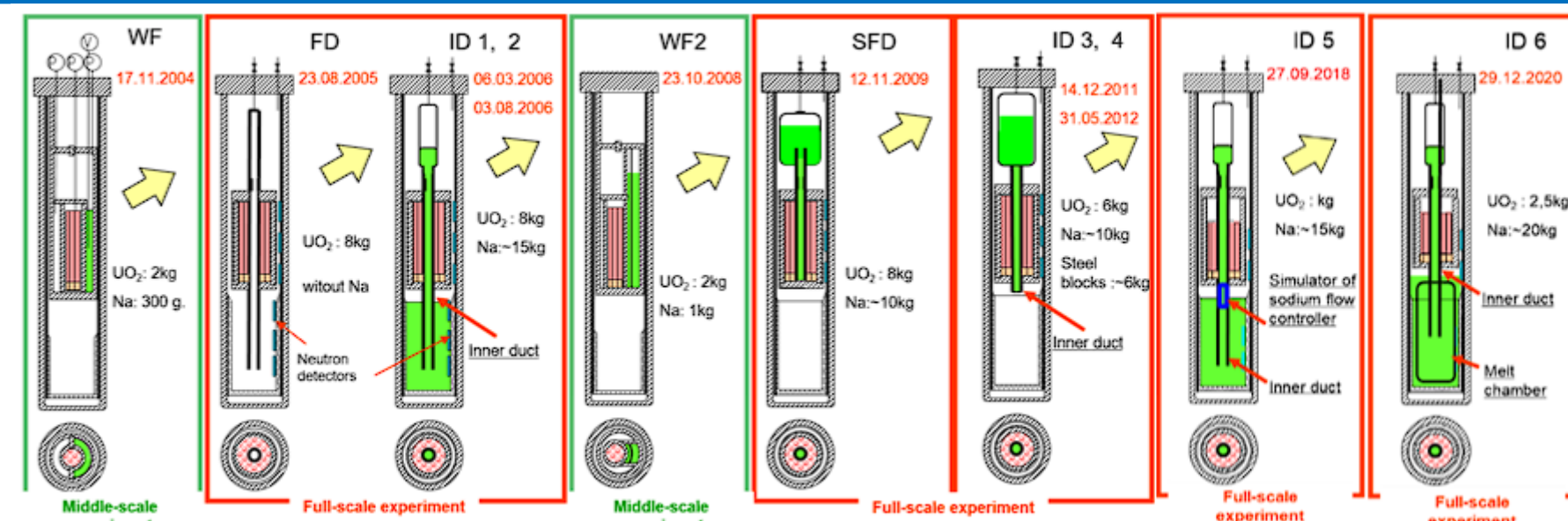


Схема реакторных экспериментов по программе EAGLE



Компоненты топливной сборки до и после испытаний

Заключение

ИГР представляет несомненный интерес для исследователей, работающих в области обоснования безопасности атомной энергетики в связи с тем, что технические характеристики реактора обеспечивают возможность моделирования тяжелых аварий в широком диапазоне основных определяющих величин, таких как время, флюенс тепловых нейтронов, максимальный поток тепловых нейтронов в режиме нейтронной вспышки.

Большой размер экспериментальной полости в центре реактора позволяет проводить эксперименты с ТВС, оснащенными десятками твэлов. Кроме того, возможна реализация, в пределах располагаемой высоты, многоуровневой вертикальной компоновки экспериментальной секции с разделением на функциональные блоки, например, блок плавления, блок управляемого перемещения расплава, блок приема расплава с возможностью обеспечения остаточного энерговыделения, и т.д. Это, в совокупности с имеющейся возможностью использования различных теплоносителей, позволяет моделировать в условиях исследовательской реакторной установки фактически всю последовательность развития тяжелой аварии в активной зоне ядерного реактора.

Работа профинансирована Комитетом науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (Грант № AP09058353) «Разработка инструментария для моделирования динамики нейтронного поля импульсного исследовательского ядерного реактора»).

The IGR is of great interest for researchers dealing with substantiation of safety of the nuclear power plants due to the fact that technical specifications of the reactor provide a possibility of a severe accident simulation in a wide range of key evaluations such as time, thermal neutron fluence, maximum flux of thermal neutrons in neutron flash.

Large diameter of the IGR central experimental cavity, which allows conducting experiments with FAs containing dozens of fuel rods. Besides, within an available IGR core height it is possible to simulate a multilayered vertical arrangement of a test section with separation it on functional parts similar to in-vessel vertical structures of the power reactors. This, combined with availability to use different coolants, enables simulating almost all sequence of a severe accident development in a reactor core in conditions of research reactor facility. Thus, the IGR due to its technical specifications is still unique tool for implementing a wide range of research in support of safety of the nuclear power plants.

This research was funded by the Science Committee of the Ministry of Education and Science of the Republic of Kazakhstan (Grant No. AP09058353 "Development of Means for Simulation of Neutron Field Dynamics of the Impulse Graphite Reactor").