

УДК 621.039

ВНУТРИРЕАКТОРНЫЙ ЭКСПЕРИМЕНТ ПО ИСПЫТАНИЮ ТВЭЛА БЫСТРОГО РЕАКТОРА В УСЛОВИЯХ АВАРИИ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

¹⁾ Сулейменов Н.А., ²⁾ Пахниц А.В., ²⁾ Сураев А.С.

¹⁾ ВКГТУ им. Д.Серикбаева, Усть-Каменогорск, Казахстан

²⁾ Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В работе исследовано поведение модельного ТВЭЛА реактора на быстрых нейтронах, с целью изучения влияния бланкетных зон на распределение расплава топлива по активной зоне. Разработана расчетная модель экспериментального устройства, проведены теплофизические расчеты в обоснование безопасности проведения внутриреакторного эксперимента, определена диаграмма изменения мощности реактора, при реализации которой достигнута начальная стадия плавления зон с высоким обогащением топлива. Подготовлен и проведен внутриреакторный эксперимент на КИР ИГР с экспериментальным устройством, оснащенным модельным ТВЭЛОМ реактора на быстрых нейтронах.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в мире продолжается развитие технологии быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Важной задачей является обеспечение безопасности таких реакторов при различных аварийных ситуациях.

Одним из факторов возникновения аварийной ситуации является нарушение теплосъема в активной зоне реактора, приводящее к росту температуры топлива. Дальнейшая работа ТВЭЛОВ в таком режиме становится причиной кипения теплоносителя и расплавления оболочек ТВЭЛОВ, что приводит к блокировке сечения натриевого теплоносителя. Прекращение циркуляции теплоносителя влечет за собой дальнейший перегрев топлива и его расплавление, образование критической массы топлива, а также возможное разрушение контура теплоносителя и активной зоны (рисунок 1).

Актуальным является получение данных о параметрах протекания таких аварийных ситуаций, что возможно при испытаниях элементов активных зон перспективных реакторов в исследовательских реакторах. Для этой цели в Филиале ИАЭ РГП НЯЦ РК разработано и собрано экспериментальное устройство [1, 2] с модельным ТВЭЛОМ перспективного реактора на быстрых нейтронах. Описание и конструкция устройства приведена ниже.

ОПИСАНИЕ И КОНСТРУКЦИЯ

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО УСТРОЙСТВА

Конструкция экспериментального устройства представлена на рисунке 2. Испытываемый модельный ТВЭЛ устанавливается в испытательную секцию. Топливный столб ТВЭЛА состоит из бланкетных зон и зон деления (рисунок 2-д). Для контроля температуры ТВЭЛ оснащен пятью термопарами, установленными в центре топливного столба верхней зоны деления и на поверхности ТВЭЛА у каждой зоны.

Для заполнения испытательной секции натрием используется буферная емкость, компенсирующая рост давления в испытательной секции при теплогидравлических ударах во время эксперимента.

Исходя из рабочих параметров теплоносителя рассматриваемого реактора начальная температура натрия на входе в активную зону должна составлять 400 °С, на выходе – 550 °С. Эта задача решается с помощью электрического нагревателя, намотанного на испытательную секцию с различным шагом витков.

В результате нейтронно-физических расчетов было определено расположение ТВЭЛА относительно ЦАЗ, обеспечивающее требуемый уровень высотного распределения энерговыделения в топливе. Верхний торец топливного столба должен находиться на 120 мм выше ЦАЗ реактора ИГР.

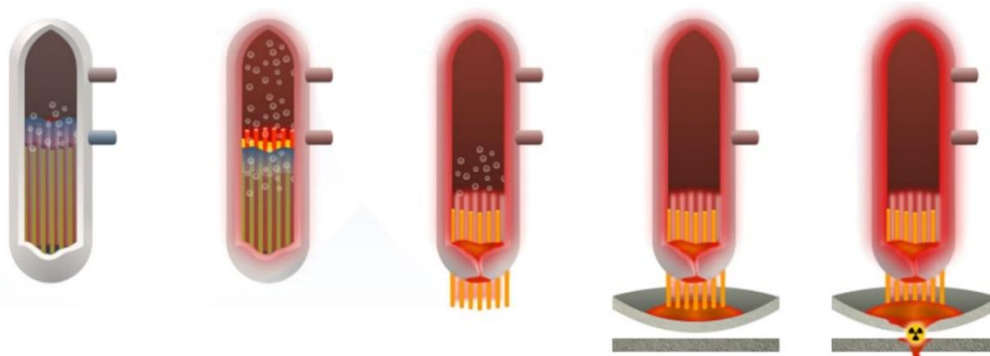


Рисунок 1. Схема процесса разрушения активной зоны ядерного реактора

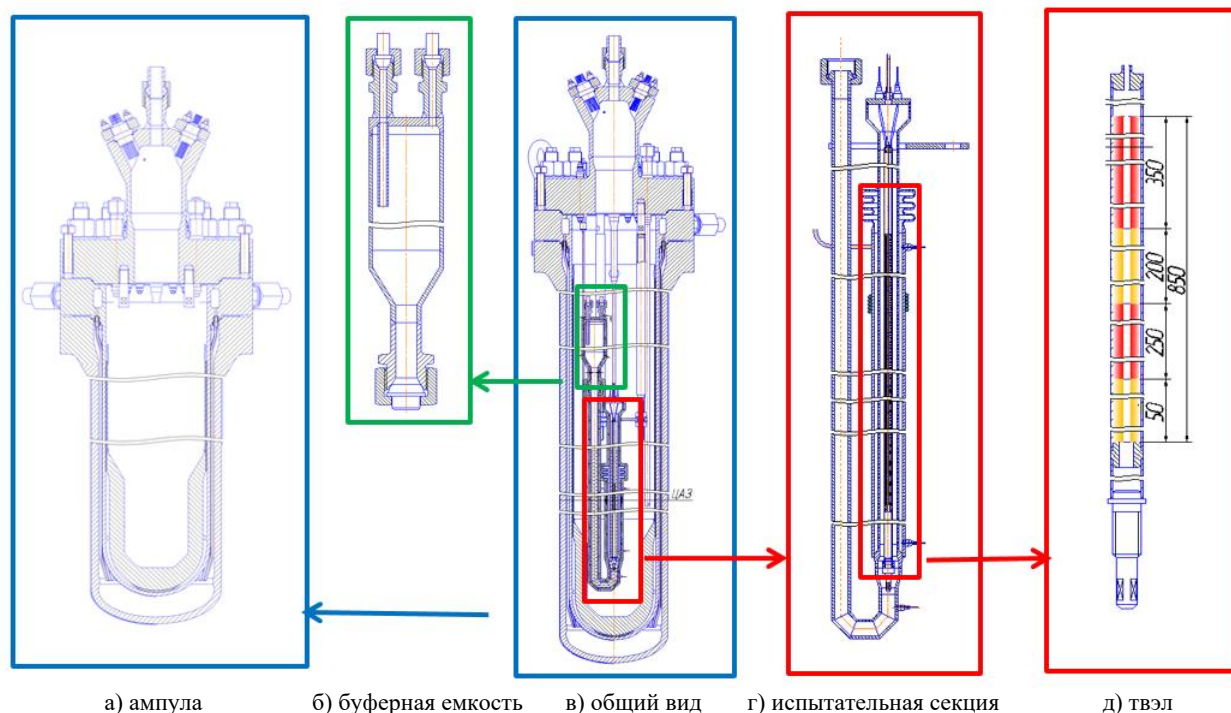


Рисунок 2. Конструкция экспериментального устройства

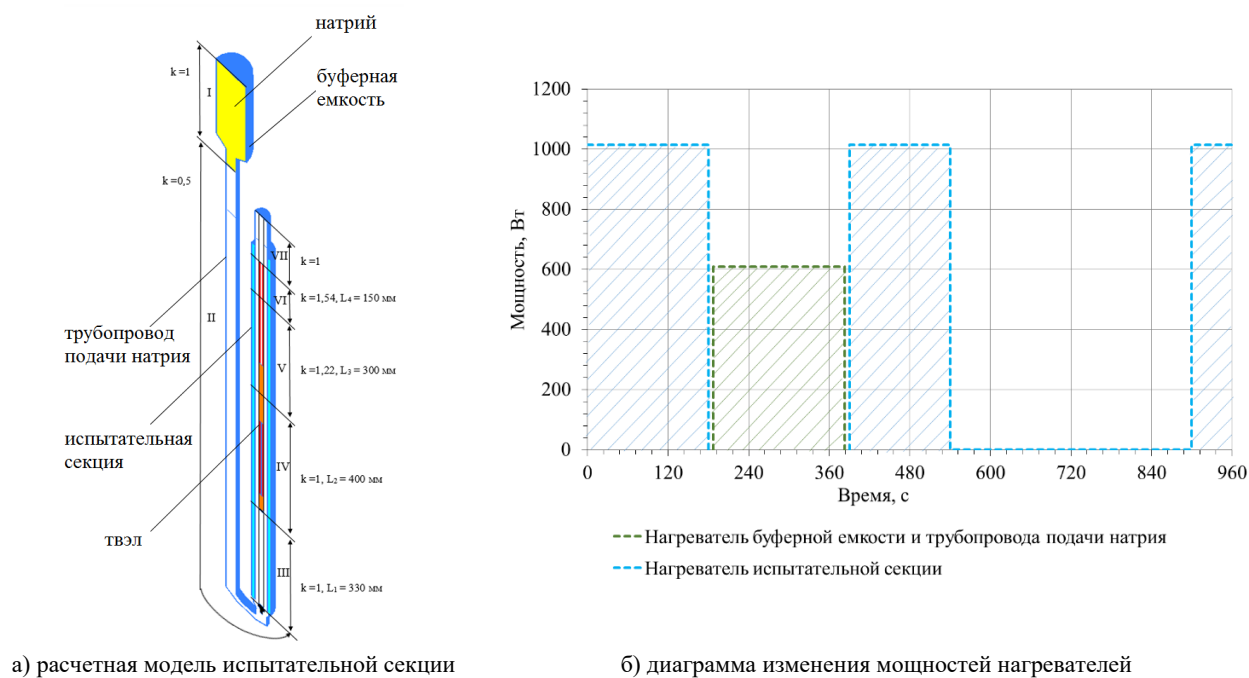


Рисунок 3. Предварительный разогрев испытательной секции

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРИ ПОДГОТОВКЕ ЭКСПЕРИМЕНТА

На первом этапе работ, был проведен расчет предварительного разогрева испытательной секции [3], необходимого для обеспечения требуемого высотного распределения температуры натриевого теплоносителя.

Расчет проводился с помощью трехмерной расчетной модели (рисунок 3-а), разработанной с ис-

пользованием программного пакета ANSYS [4]. Модель включает в себя буферную емкость натрия, трубопровод подачи натрия и испытательную секцию, состоящую из ТВЭЛ, тракта охлаждения ТВЭЛ, внутренней и внешней трубы корпуса испытательной секции, тракта охлаждения испытательной секции, входного и выходного патрубка натрия.

Условия расчета и принятые допущения:

- начальная температура всех элементов расчетной модели составляет 293 К;
- на внешних поверхностях корпуса буферной емкости, трубопровода подачи натрия и внешней трубы корпуса испытательной секции задан тепловой поток, имитирующий процесс работы электронагревателя, в соответствии с коэффициентами плотности теплового потока, указанными на рисунке 3-а;
- диаграмма изменения мощности нагревателей в расчете (рисунок 3-б) соответствует диаграмме изменения мощности нагревателей в эксперименте;
- теплопередача в элементах конструкции осуществляется за счет теплопроводности и конвективного теплообмена;

- для моделирования фазового перехода в теплофизических свойствах натрия была учтена скрытая теплота плавления [5];
 - по высоте расчетной модели учтено действие сил гравитации;
 - на внешних поверхностях модели конвективный теплообмен с окружающей средой отсутствует;
 - масса натрия в модели составляет около 0,3 кг.
- В результате расчета получен график изменения температуры в элементах испытательной секции (рисунок 4).

Расчет процесса заполнения натрием трубопровода подачи и тракта охлаждения твэла испытательной секции представлен на рисунке 5.

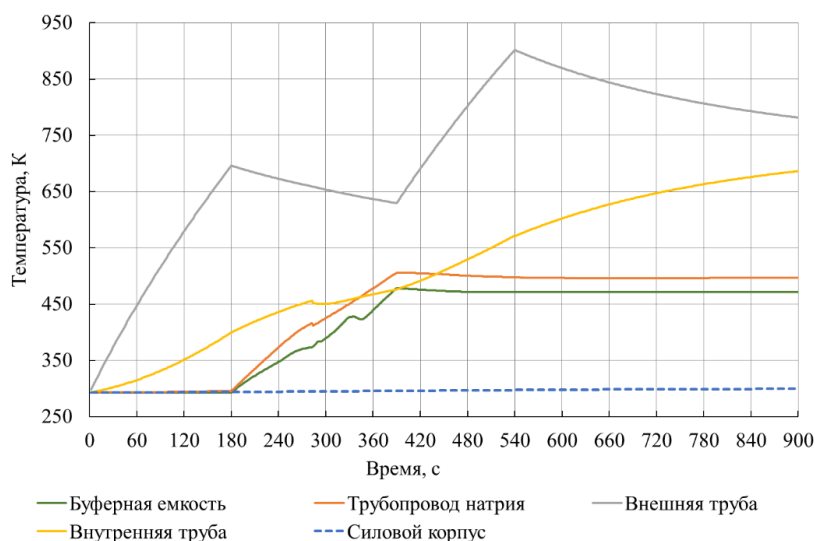


Рисунок 4. Изменение температуры в элементах испытательной секции

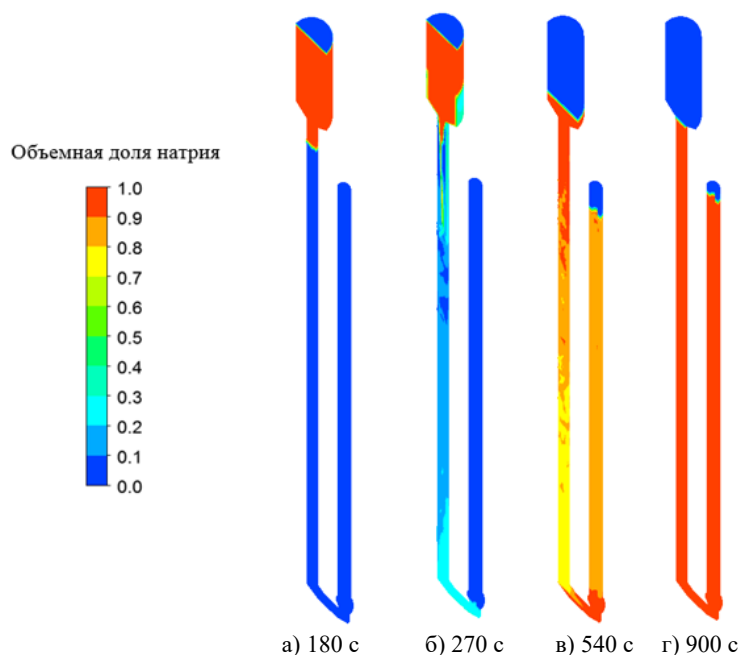


Рисунок 5. Моделирование процесса заполнения натрием испытательной секции

На момент окончания реализации диаграммы изменения мощности нагревателей получено высотное распределение температуры в модели (рисунок 6).

На следующем этапе проведен теплогидравлический расчет теплового состояния ТВЭЛ при реализации диаграммы изменения мощности реактора ИГР

(рисунок 7-а). Полученное распределение температуры имеет следующий вид (рисунок 7-б).

В ходе расчета определено, что при реализации диаграммы изменения мощности (рисунок 7-а) температура в зонах деления достигает температуры плавления топлива.

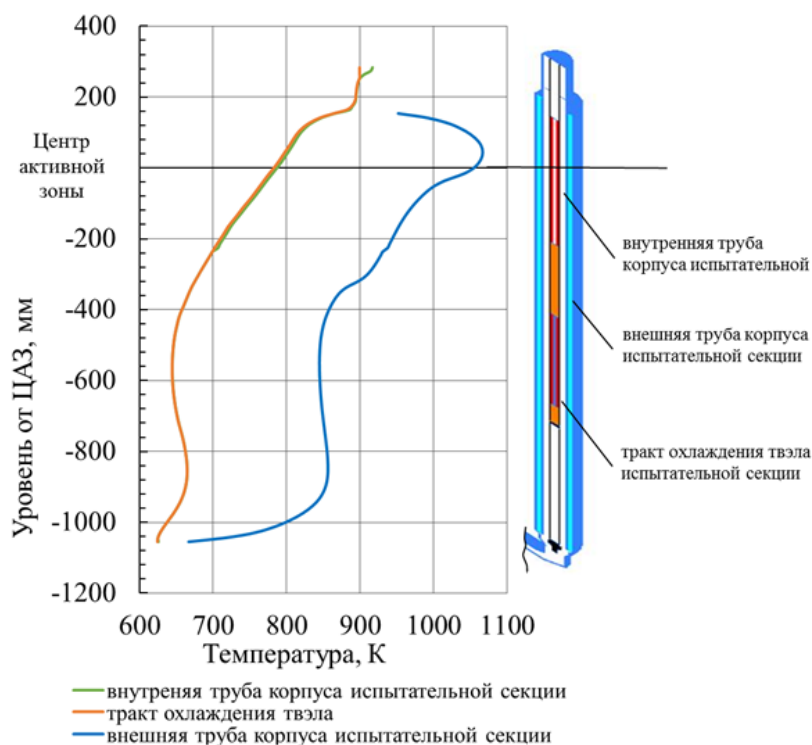


Рисунок 6. Распределение температуры по высоте в модели

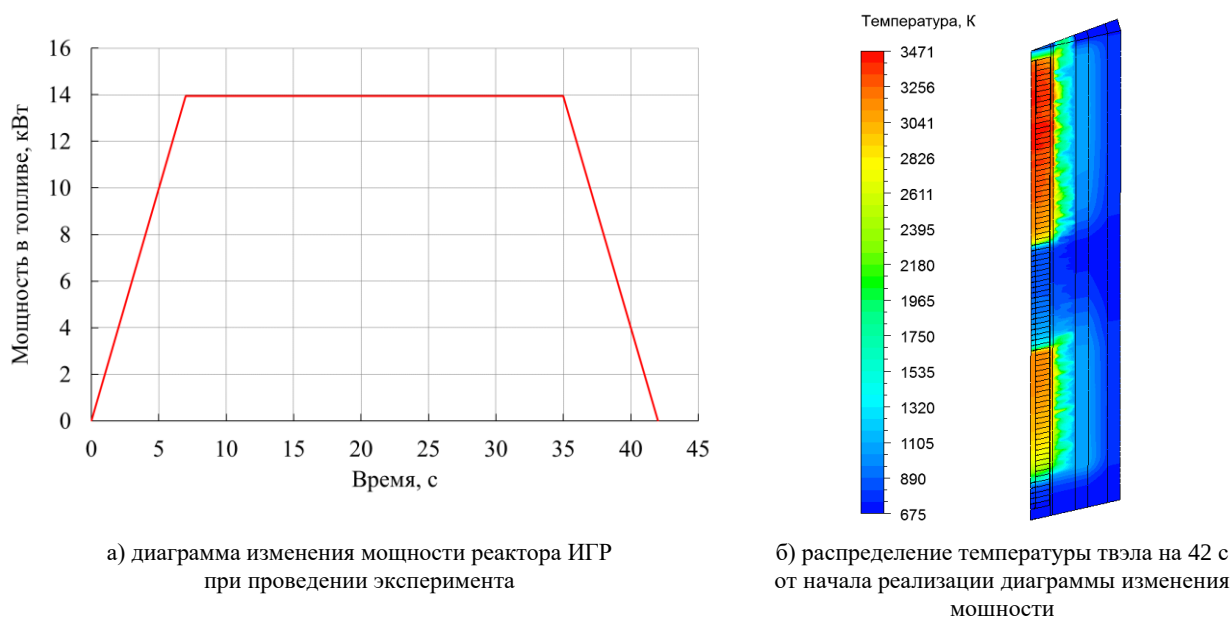


Рисунок 7. Теплогидравлический расчет теплового состояния ТВЭЛ

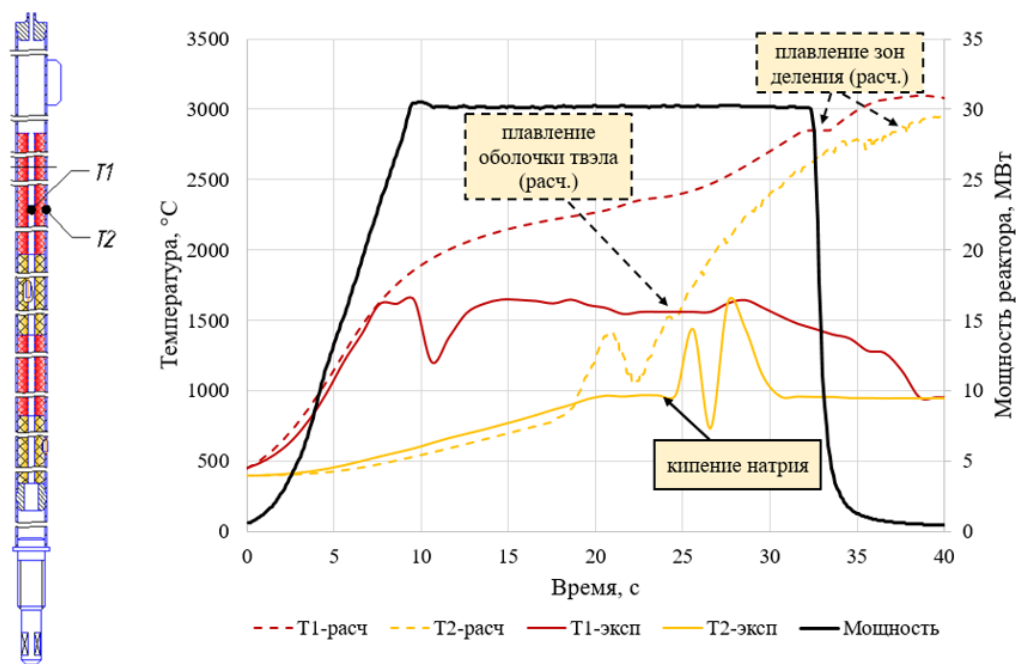


Рисунок 8. Сравнение расчетных и экспериментальных данных с термопар

ОБЗОР РАСЧЕТНЫХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ С ТЕРМОПАР ИСПЫТЫВАЕМОГО ТВЭЛА

После проведения исследовательского пуска с испытываемым ТВЭлом были получены экспериментальные данные с термопар, установленных в ТВЭле (рисунок 8).

По результатам проведенного исследовательского пуска с ЭУ следует, что:

- с 21-ой секунды начинается кипение натрия у верхней зоны деления;
- на 26–28 с температура оболочки ТВЭла выходит за пределы измерения термопар (~1500 К), что позволяет судить о возможном плавлении оболочки ТВЭла;
- до момента превышения температуры элементов ТВЭла предела измерения термопар наблюдается совпадение экспериментальных данных с расчетными;
- исходя из совпадения экспериментальных данных с расчетными, можно сказать, что на 32 с

кунде от начала эксперимента происходит плавление верхней зоны деления ~2920 К;

– на момент окончания реализации диаграммы эксперимента получена картина, о характере протекания аварии на ранних стадиях ее развития в быстром реакторе с натриевым теплоносителем.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По итогам проведенного внутриреакторного эксперимента были получены результаты измерений температуры элементов экспериментального устройства от установленных термоэлектрических преобразователей. Выполнен анализ и верификация расчетных кодов по полученным экспериментальным данным. В результате получена сходимость результатов расчетов с данными эксперимента, что свидетельствует о правильном выборе методики выполненных расчетов. Полученные результаты имеют практическую значимость при обосновании безопасности современных и концептуальных проектов АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

ЛИТЕРАТУРА

1. Устройство экспериментальное ПК: пояснительная записка: АК. 21286.00.000ПЗ / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. В.В. Яковлев – Курчатов, 2017. – инв. №К-54002 от 27.06.2017.
2. Подготовка реакторных экспериментов по изучению тяжелой аварии быстрого реактора с натриевым теплоносителем / В.А. Витюк, А.Д. Вурим, В.М. Котов, Г.А. Витюк, Д.С. Иданова // Труды VIII Международной научно-практической конференции «Физико-технические проблемы в науке, промышленности и медицине, Томск, 1-3 июня 2016 года». – Томск: ТПУ, 2016. – С. 29–30.
3. Анализ условий безопасного проведения испытаний экспериментального устройства ПК: технический отчет о научно-исследовательской работе от 20.09.2017 инв. №11-220-01/1497вн / Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК; утв. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2017.
4. ANSYS release 14.5 Documentation for ANSYS WORKBENCH [Электронный ресурс]: ANSYS Inc. – Электрон. дан. и прогр. – [Б. м.], 2014.
5. Чиркин, В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники / В.С. Чиркин. – М.: Атомиздат, 1968. – 121–128, 291–294, 237–239 с.

**ЖЫЛУ ТАСЫҒЫШ ЖОҒАЛУ ШАРТЫНДА ӨТКІЗІЛЕТІН ЖЫЛУШЫҒАРҒЫШ
ЭЛЕМЕНТТІҢ СЫНАУ БОЙЫНША РЕАКТОРІШІЛІК ЭКСПЕРИМЕНТІ**

¹⁾ Н.А. Сулейменов, ²⁾ А.В. Пахниц, ²⁾ А.С. Сураев

¹⁾ *Д. Серикбаев атындағы ШҚМУ, Өскемен, Қазақстан*

²⁾ *ҚР ҰЯО РМҚ «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан*

Осы мақалада реактордың белсенді аймағында ядролық отын балқытпасының таратылуына бланкеттік жерлердің әсерін білу үшін жылдам реактордың жылушығарғыш элементтің қылығы зерттелген. Эксперименттік құрылғының есеп үлгісі әзірленген, реакторішілік эксперименттің қауіпсіздік өткізілу үшін жылуфизикалық есептер орындалған, отынның жоғары байыту жерлерінің бастапқы балқуына жететін реактор қуатын өзгерту кестесі белгіленген. ИГР зерттеу реактор кешенінде үлгілік жылушығарғыш элементімен жабдықталған эксперименттік құрылғысының реакторішілік эксперименті дайындалып өткізілген.

**IN-REACTOR EXPERIMENT FOR THE TESTING OF A FAST-REACTOR PILE
IN THE CONTIDIONS OF LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT**

¹⁾ N.A. Suleimenov, ²⁾ A.V. Pakhnits, ²⁾ A.S. Suraev

¹⁾ *VKGTU them. D. Serikbaeva, Ust-Kamenogorsk, Kazakhstan*

²⁾ *RSE NNC RK Branch «Institute of Atomic Energy», Kurchatov, Kazakhstan*

In this paper, the behavior of a model nuclear fuel element of a fast neutron reactor was studied in order to study the effect of blanket zones on the distribution of fuel melt throughout the reactor core. A computational model of the experimental device has been developed, thermophysical calculations have been carried out to substantiate the safety of the in-reactor experiment, a diagram of reactor power has been determined, the implementation of which reached the initial stage of melting zones with high fuel enrichment. An in-reactor experiment on a IGR RRC with an experimental device equipped with a model fast-neutron fuel element was prepared and carried out.