

УДК 621.039

## К ВОПРОСУ ОБОСНОВАНИЯ РЕЖИМОВ ИСПЫТАНИЙ АМПУЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ

Скаков Мажын Канапинович<sup>1</sup>,  
skakov@nnc.kz

Мухамедов Нуржан Еролович<sup>2</sup>,  
mukhamedov@nnc.kz

Дерявко Илья Ильич<sup>1</sup>,  
ilya@nnc.kz

<sup>1</sup> РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»,  
Казахстан, 071100, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 10.

<sup>2</sup> Государственный университет имени Шакарима города Семей,  
Казахстан, 071400, г. Семей, ул. Глинки, 20а.

Актуальность работы обусловлена тем, что в результате расчетно-экспериментальных исследований будет дополнена информация о процессе протекания тяжелой аварии энергетического реактора на быстрых нейтронах.

**Цель работы:** определение теплового состояния стальной капсулы в ампульном экспериментальном устройстве, предназначенном для получения расплава материалов активной зоны быстрого энергетического реактора в условиях, моделирующих тяжелую реакторную аварию.

**Методы исследования:** методы численного моделирования нейтронно-физических процессов с использованием специализированных кодов MCNP5 основанного на методе Monte-Carlo, а также метод конечно-разностного элементного анализа систем, реализованный в вычислительном программном комплексе ANSYS 14.0.

**Результаты.** Выполнены нейтронно-физические и тепловые расчеты ампульного облучательного устройства, предназначенного для исследования тяжелых аварий быстрых энергетических реакторов (данное устройство, в котором осуществляется плавление материалов активной зоны реактора, изготовлено из материалов, температуры плавления которых ниже температуры получаемого расплава кориума). В результате проведенных нейтронно-физических расчетов был определен коэффициент связи между энерговыделением в ТВС внутриреакторного ампульного облучательного устройства и энерговыделением в активной зоне Импульсного Графитового Реактора. Из результатов теплофизического расчета следует, что при проведении реакторных испытаний в выбранном режиме работы реактора максимальная температура у топлива на уровне центра активной зоны составит ~3000 К, у оболочки твэла ~2500 К, у танталового стакана ~806 К, у стальной капсулы ~693 К. При таких значениях температур конструкция экспериментального устройства сохранит свою целостность, и тем самым будет достигнута безопасность проведения эксперимента по получению натурального кориума.

### Ключевые слова:

Ампульное устройство, твэл, тяжелая авария реактора, кориум, расплав.

### Введение

Одной из важнейших задач атомной энергетики является обеспечение безопасной эксплуатации ядерных энергетических установок в различных режимах работы [1–4]. В связи с этим одним из важных условий безопасного развития атомной энергетики является изучение процессов, протекающих в активной зоне реактора в ходе развития тяжелой аварии [5–7]. Наиболее информативные данные о возможных последствиях тяжелых аварий энергетических реакторов, вызванных различными исходными событиями, могут быть получены в условиях экспериментов в исследовательских реакторах, позволяющих обеспечить максимально приближенное к реальным условиям моделирование таких процессов [8–12]. Подобные исследования позволяют получить комплекс экспериментальных данных для разработки и верификации расчетных методик определения параметров тяжелых аварий при обосновании безопасности реакторных установок АЭС.

В рамках программы по исследованию тяжелых аварий быстрых энергетических реакторов с плавлением активной зоны в ИАЭ НЯЦ РК была разработана и изготовлена серия ампульных экспериментальных устройств (ЭУ) и проведены их испытания [13, 14] на исследовательском реакторе ИГР [15] в целях изучения закономерностей плавления и перемещения расплава топлива модельной ТВС, а также особенностей взаимодействия расплава с конструкционными материалами и теплоносителем.

Важнейшим этапом подготовки внутриреакторных испытаний экспериментальных устройств с модельными ТВС является обоснование режимов их испытаний. Сложность решения данной задачи обусловлена необходимостью реализации заданных параметров в объекте испытаний, которые позволяют создать условия для реализации требуемой последовательности событий в эксперименте и получить качественные экспериментальные данные. С другой стороны, существует ряд условий,

определяемых, в первую очередь, требованиями безопасности, которые должны быть соблюдены в процессе эксперимента и которые накладывают ограничения на выбор режимов испытаний.

Целью данной работы является определение теплового состояния стальной капсулы в ампульном экспериментальном устройстве, предназначенном для получения расплава материалов активной зоны быстрого энергетического реактора в условиях, моделирующих тяжелую реакторную аварию.

#### Методика исследований

Нейтронно-физические расчеты для предварительного определения коэффициентов связи между удельным энерговыделением в топливе ампульного ЭУ и энерговыделением в активной зоне исследовательского реактора ИГР, как и расчеты неравномерности энерговыделения по объему ТВС, выполнялись с использованием объединенной модели, созданной на базе бенч-марк модели импульсного графитового реактора (ИГР) [16] и расчетной модели ампульного облучательного устройства с использованием расчетного кода MCNP с библиотекой ENDF/B-VI [17] для холодного состояния реактора. При этом предполагалось, что разогрев графитовой кладки реактора ИГР не влияет на распределение энерговыделения в объеме испытываемой ТВС.

Расчет теплового состояния капсулы в ампульном ЭУ при предварительном разогреве и реализации диаграммы энерговыделения в топливе модельной ТВС выполнялся с применением трехмерной расчетной модели. Расчеты проводились с использованием программного комплекса ANSYS [18].

С целью наиболее точного описания тепловых процессов ампульное ЭУ было детально описано трехмерной расчетной моделью, которая использовалась для оценки теплового состояния ЭУ при следующих ситуациях:

- предварительный разогрев капсулы ЭУ омическим нагревателем;
- разогрев топлива за счет внутреннего энерговыделения.

#### Результаты исследований

Разработанное нами [19] ампульное облучательное устройство предназначено для получения расплава корнума в условиях, моделирующих тяжелую аварию энергетического реактора. Конструкция облучательного устройства содержит ампулу, защитный экран, капсулу, ловушку и систему измерения параметров.

Основным конструктивным элементом является прочная ампула. Ампула играет роль защитного барьера, предотвращающего выход радиоактивных материалов в полость центрального экспериментального канала (ЦЭК) реактора ИГР и далее в помещение реакторного зала, а также является силовым барьером, разделяющим полость ЦЭК и по-

лость экспериментального устройства по давлению.

Кроме этого, в состав ампульного облучательного устройства входят следующие основные элементы, важные с точки зрения обеспечения безопасности проведения эксперимента:

- цилиндрическая стальная капсула с размещенным в ней столбом топливных таблеток, оснащенная средствами измерения температуры и давления;
- ловушка расплава, обеспечивающая защиту стенки ампулы от перегрева в случае выхода топлива за пределы стальной капсулы;
- система вентиляции ампулы, которая позволяет произвести удаление газообразных и аэрозольных продуктов деления из ампулы, а также может служить дополнительным средством, обеспечивающим расхолаживание ампулы после завершения реакторного эксперимента.

Ампульное облучательное устройство в сборе представляет собой ампулу, в которой размещена капсула с топливными таблетками. Общий вид устройства показан на рис. 1.

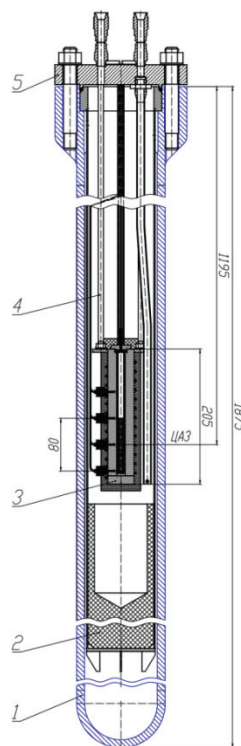


Рис. 1. Ампульное экспериментальное устройство: 1 – ампула; 2 – ловушка; 3 – стальная капсула; 4 – штанга; 5 – крышка ампулы

Fig. 1. Ampoule experimental device: 1 is the ampoule; 2 is the trap; 3 is the steel capsule; 4 is the rod; 5 is the lid

Капсула с топливными таблетками представляет собой цилиндрический сосуд с толщиной стенки 13 мм, изготовленный из нержавеющей стали марки 12X18H10T, в который установлен танталовый стакан. Внутри танталового стакана размещены топливные таблетки. Характеристики топливных

таблеток типа БН-350 приведены в таблице. Для предварительного разогрева топлива до 673 К используется электрический нагреватель омического типа, изготовленный из кабеля КТМС-Н с наружным диаметром 3 мм, мощность которого может регулироваться в диапазоне от 0,1 до 1,5 кВт [20]. Нагреватель установлен на капсулу и подключен к стендовой системе электропитания через токовводы, имеющиеся в крышке ампулы.

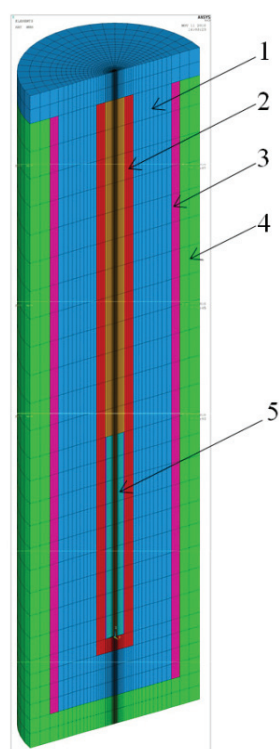
**Таблица.** Технические характеристики экспериментального устройства

**Table.** Technical characteristics of the experimental device

| Наименование/Designation                                                                  | Значение/Value                                 |
|-------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------|
| Топливо<br>Fuel                                                                           | Диоксид урана $UO_2$<br>Uranium dioxide $UO_2$ |
| Содержание $^{235}U$ в топливе<br>$^{235}U$ content in fuel, %                            | 17                                             |
| Плотность, г/см <sup>3</sup> /Density, g/cm <sup>3</sup>                                  | 10,3–10,8                                      |
| Наружный диаметр топливной таблетки, мм<br>Outer diameter of the fuel pellet, mm          | $5,9 \pm 0,02$                                 |
| Диаметр отверстия в топливной таблетке, мм<br>Diameter of the hole in the fuel pellet, mm | $1,5 \pm 0,1$                                  |
| Высота топливного столба, мм<br>Height of the fuel pin, mm                                | 80                                             |
| Материал оболочки<br>Material of cladding                                                 | X16H15M3B/Cr16Ni15Mo3Nb                        |
| Наружный диаметр оболочки, мм<br>Outer diameter of the cladding, mm                       | 6,9                                            |
| Внутренний диаметр оболочки, мм<br>Inner diameter of the cladding, mm                     | 6,1                                            |
| Масса топлива, кг/Fuel mass, kg                                                           | 0,021                                          |

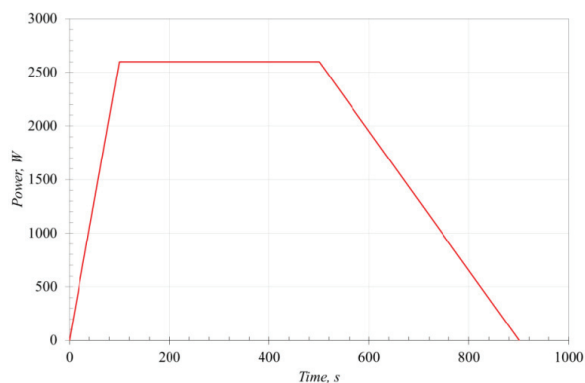
Оценка теплового состояния капсулы ампульного экспериментального устройства для испытаний модельного твэла в процессе предварительного разогрева, а также в режиме разогрева и плавления топлива осуществлялась с использованием трехмерной расчетной модели, показанной на рис. 2. Электрический нагреватель в процессе предварительного разогрева моделировался внутренним энерговыделением в стальной стенке, имитирующей кабельный нагреватель, при этом толщина стенки соответствовала диаметру кабельного нагревателя.

Диаграмма изменения мощности нагревателя, которая моделировалась при проведении теплового расчета, выбиралась такой, чтобы температура и элементов капсулы, и натриевого теплоносителя достигла 673 К одновременно, а процесс плавления натрия протекал сверху вниз. Этим условиям соответствует диаграмма мощности нагревателя, представленная на рис. 3. В расчете задавалась переменная по высоте плотность энерговыделения в модели нагревателя в месте расположения капсулы. Такое распределение линейной мощности позволяет уменьшить неравномерность температурного поля по высоте капсулы.



**Рис. 2.** Трехмерная расчетная модель капсулы экспериментального устройства: 1 – стальная капсула; 2 – танталовый стакан; 3 – нагреватель; 4 – теплоизоляция; 5 – топливо

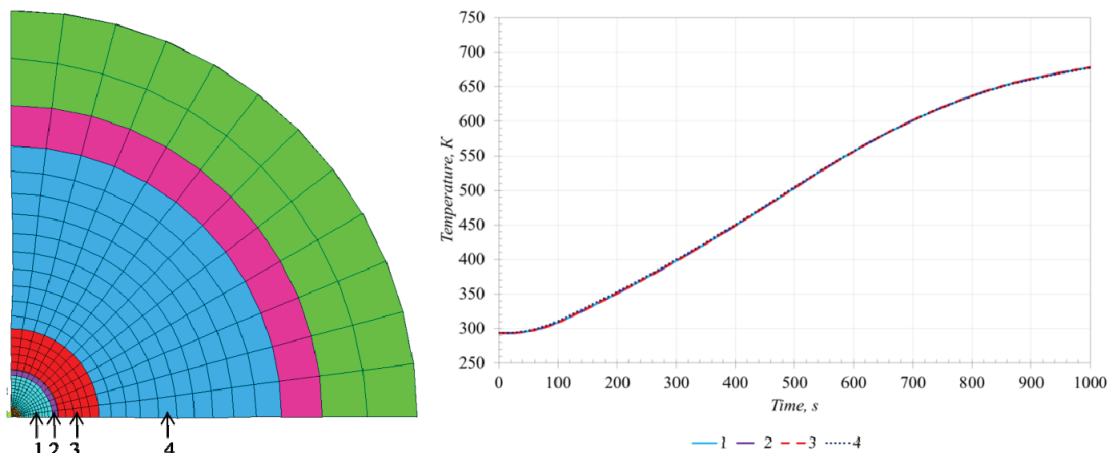
**Fig. 2.** Three-dimensional design model of the capsule of the experimental device: 1 is the steel capsule; 2 is the tantalum sleeve; 3 is the heater; 4 is the thermal insulation; 5 is the fuel



**Рис. 3.** Диаграмма изменения мощности электрического нагревателя при предварительном разогреве

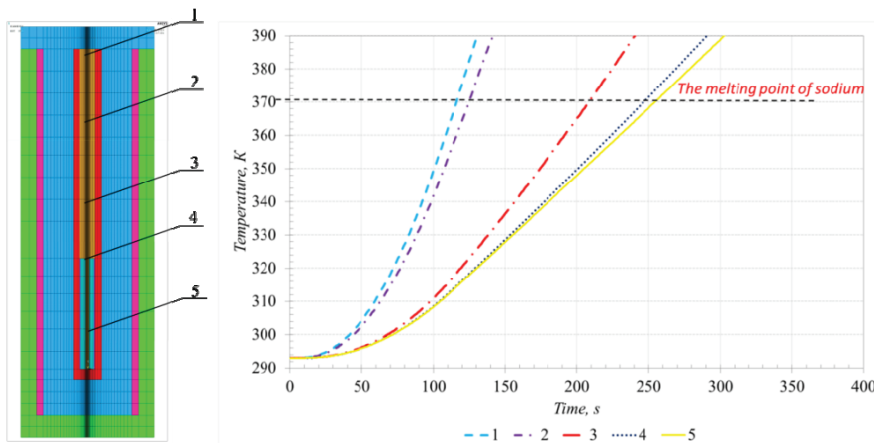
**Fig. 3.** Diagram of power change of the electric heaters while pre-heating

Результаты расчета показали, что в процессе предварительного разогрева топлива температура наружного корпуса ампулы не изменится. При этом топливо и натрий, а также элементы конструкции капсулы будут разогреты до температуры ~673 К приблизительно через 15 минут после начала разогрева (рис. 4). Изменение температуры натрия в ампульном экспериментальном устройстве в процессе предварительного разогрева показано на рис. 5.



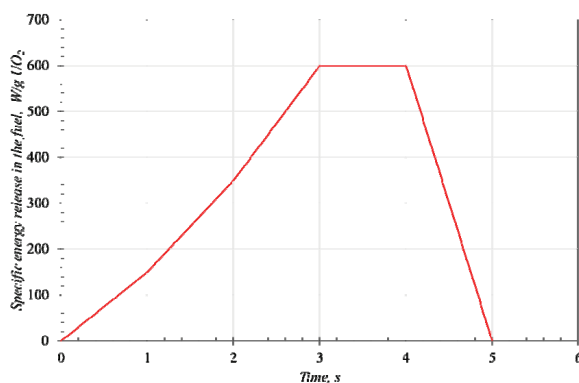
**Рис. 4.** Изменение температуры в контрольных точках капсулы в сечении на уровне центра активной зоны в процессе предварительного разогрева: 1 – топливо; 2 – топливная оболочка; 3 – танталовый стакан; 4 – стальной стакан

**Fig. 4.** Temperature change in the control points of the capsule in the cross section at the center of the core level during the preheat: 1 is the fuel; 2 is the fuel cladding; 3 is the tantalum sleeve; 4 is the steel sleeve



**Рис. 5.** Изменение температуры натрия на различных уровнях по высоте капсулы

**Fig. 5.** Changing sodium temperature at different levels in height capsule



**Рис. 6.** Изменение мощности энерговыделения в топливе

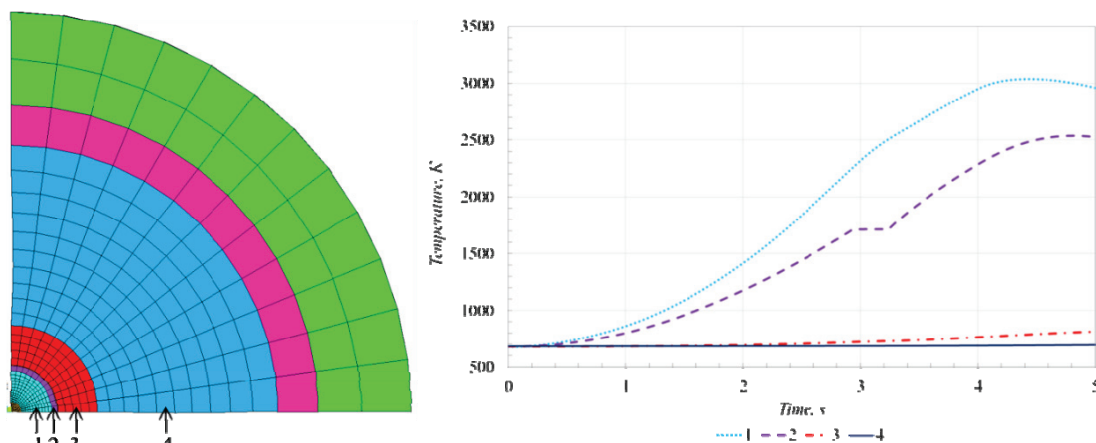
**Fig. 6.** Change in the power of energy release in fuel

При оценке теплового состояния ампульного ЭУ в режиме разогрева и плавления топлива распределение температуры элементов конструкции

ЭУ, полученное в результате расчета режима предварительного разогрева, принимали в качестве начального.

Теплопередача в элементах конструкции осуществлялась за счет теплопроводности и лучистого теплообмена. Объемное распределение энерговыделения в топливе определялось по результатам проведенных нейтронно-физических расчетов и рассчитанного значения коэффициента связи между энерговыделением в топливе модельного твэла внутриреакторного экспериментального устройства и в активной зоне ИГР, которое составило  $3,12 \cdot 10^{-6}$ . В топливе была реализована заданная диаграмма изменения мощности энерговыделения, которая показана на рис. 6.

Из результатов расчета проведения исследований в таком режиме работы реактора следовало (рис. 7), что максимальные температуры топлива, оболочки твэла, танталового стакана и стальной капсулы на уровне центра активной зоны (ЦАЗ)



**Рис. 7.** Изменение температуры в контрольных точках на уровне ЦАЗ: 1 – топливо; 2 – топливная оболочка; 3 – танталовый стакан; 4 – стальной стакан

**Fig. 7.** Temperature change at the control points at the core center: 1 is the fuel; 2 is the fuel cladding; 3 is the tantalum sleeve; 4 is the steel sleeve

составляют соответственно ~3000, ~2500, ~806 и ~693 К. При таких значениях температуры конструкция экспериментального устройства сохранит свою целостность, тем самым будет достигнута цель эксперимента по получению кориума.

#### Заключение

Результаты проведенных расчетов (выполненных при принятой диаграмме энерговыделения в топливе) позволяют сделать следующие выводы:

- при реализации выбранной диаграммы изменения мощности электронагревателя в режиме предварительного разогрева плавление натрия начнется сверху и будет перемещаться вниз;
- плавление топлива начинается на четвертой секунде от начала реализации диаграммы энерговыделения в топливе;
- при плавлении топлива обеспечивается целостность танталового стакана и стальной капсулы.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Gordon B.G. Russia's strategy in reactors safety investigations // Atomic energy. – 2000. – V. 89. – Iss. 5. – P. 920–923.
2. Ung S.K., Poong H.S. An application of dynamic safety system to pressurized water reactor // Annals of nuclear energy. – 1998. – V. 25. – Iss. 5. – P. 1221–1233.
3. Novelli A. The AMEBA PWR, a new concept in the technology of nuclear reactor safety // Annals of nuclear energy. – 2000. – V. 27. – Iss. 7. – P. 589–606.
4. Радиационная безопасность корпусного кипящего реактора при авариях с течью теплоносителя / А.С. Курский, В.В. Калыгин, И.И. Семидоцкий, В.И. Широков, Д.П. Протопопов // Вестник Ивановского государственного энергетического университета. – 2014. – № 2. – С. 9–13.
5. Study on heat removal capability of calandria vault water from molten corium in calandria vessel during severe accident of a PHWR / S.V. Prasad, A.K. Nayak, P.P. Kulkarni, P.K. Vijayan, K.K. Vaze // Nuclear Engineering and Design. – 2015. – V. 284. – P. 130–142.
6. Kim T.H., Kim S.H., Chang Y. Structural assessment of reactor pressure vessel under multilayered corium formation conditions // Nuclear Engineering and Technology. – 2015. – V. 47. – Iss. 3. – P. 351–361.
7. Experimental studies on the upward fuel-discharge for elimination of severe recriticality during core-disruptive accidents in sodium-cooled fast reactors / K. Kamiyama, A. Vurim, A. Kolodeshnikov, et al. // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2014. – V. 51. – Iss. 9. – P. 1114–1124.
8. Мухамедов Н.Е., Витюк В.А. Анализ теплового состояния экспериментального устройства при проведении испытаний на реакторе ИГР // Вестник НЯЦ РК. – 2011. – № 3. – С. 63–66.
9. Выбор и обоснование режима испытаний внутриреакторного устройства / С.А. Адилбеков, Н.Е. Мухамедов, А.В. Пахниц и др. // Ядерная и радиационная физика: Доклады X Междунар. конф. – Курчатов: 2016. – С. 47–51.
10. Экспериментальные исследования на реакторе ИГР в обоснование методики определения пространственного положения топлива в экспериментальных устройствах в условиях, имитирующих тяжелые аварии с разрушением и плавлением топлива / А.Д. Вурим, В.А. Гайдайчук, Ж.Р. Жотабаев и др. // Вестник НЯЦ РК. – 2010. – № 4. – С. 33–40.
11. Расчет параметров модельной ТВС в экспериментах с натрием на реакторе ИГР / Б.Е. Бекмагамбетова, В.А. Витюк, Р.А. Иркимбеков, А.В. Пахниц // Вестник НЯЦ РК. – 2014. – № 3. – С. 36–39.
12. Расчетно-экспериментальные исследования в поддержку программы внутриреакторных испытаний модельной ТВС перспективного реактора / А.Д. Вурим, В.А. Витюк, В.А. Гайдайчук и др. // Вестник НЯЦ РК. – 2015. – № 1. – С. 55–60.
13. Examination of melted fuel rods and released core material from the first Phebus-FP reactor accident experiment / P.D.W. Bottomley, A.D. Stalios, J.-P. Glatz, B. Sätmark, C.T. Walker // Journal of Nuclear Materials. – 2000. – V. 278. – Iss. 2–3. – P. 136–148.
14. Safety Strategy of JSFR Eliminating Severe Recriticality Events and Establishing In-Vessel Retention in the Core Disruptive Accident / I. Sato, Y. Tobita, K. Konishi, K. Kamiyama, J. Toyooka, R. Nakai, S. Kubo, S. Kotake, K. Koyama, Y. Vassiliev, A. Vurim, V. Zuev, A. Kolodeshnikov // Journal of nuclear science and technology. – 2011. – V. 48. – Iss. 4. – P. 556–566.
15. Курчатов И.В., Фейнберг С.М., Доллежалъ Н.А. Импульсный графитовый реактор ИГР // Атомная энергия. – 1964. – Т. 17. – № 6. – С. 463–474.

16. Kotov V.M., Irkimbekov R.A., Kurpesheva A.M. Bench-Mark model of the IGR reactor // Nuclear and radiation physics: the collection of theses of 8<sup>th</sup> International conference. – Almaty, 2011. – С. 37–40.
17. MCNP/5: A General Monte Carlo N – Particle Transport Code, Version 5, 2003. URL: <https://www.nucleonica.com/wiki/images/8/89/mcnpvol1.pdf> (дата обращения: 27.07.2016).
18. ANSYS Workbench. URL: <http://cae-expert.ru/product/ansys-workbench> (дата обращения: 27.07.2016).
19. Ампульное облучательное устройство для испытаний модельных твэлов энергетического реактора: пат. Республика Казахстан № 1591; заявл. 22.06.2015; опубл. 29.07.2016, Бюл. № 8. – 129 с.
20. Альтгаузен А.Л. Электротермическое оборудование. – М.: Энергия, 1980. – 267 с.

*Поступила 01.06.2017 г.*

#### **Информация об авторах**

**Скаков М.К.**, доктор физико-математических наук, профессор, академик КазНАЕН, заместитель генерального директора РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», Казахстан.

**Мухамедов Н.Е.**, PhD-докторант государственного университета имени Шакарима города Семей, Казахстан.

**Дерявко И.И.**, кандидат технических наук, ученый секретарь Филиала «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», Казахстан.

UDC 621.039

## ON THE ISSUE OF SUBSTANTIATION OF TEST MODES FOR AMPOULE EXPERIMENTAL DEVICE IN RESEARCH REACTOR

Mazhyn K. Skakov<sup>1</sup>,  
skakov@nnc.kz

Nurzhan E. Mukhamedov<sup>2</sup>,  
mukhamedov@nnc.kz

Ilya I. Deryavko<sup>1</sup>,  
ilya@nnc.kz

<sup>1</sup> Institute of Atomic Energy of NNC RK,  
10, Krasnoarmeiskaya Street, Kurchatov, 071100, Republic of Kazakhstan.

<sup>2</sup> State University named after Shakarim,  
20a, Glinka Street, Semey, 071400, Republic of Kazakhstan.

*The relevance of the research is caused by complementation of the information on severe accident of fast neutron power reactor in the result of computational-experimental researches.*

**The main aim** of the study is to detect thermal state of steel capsule in ampoule experimental device, designed for getting material melt of fast power reactor core in the conditions modeling reactor severe accident.

**Research methods:** methods of computational modeling of neutron processes using MCNP5 specialized codes based on Monte-Carlo method, as well as the method of system finite-difference elemental analysis, implemented on ANSYS 14.0. computational software system.

**Results.** The authors have carried out neutron-physical and thermal calculations of an ampoule irradiation device designed for investigating severe accidents of fast energy reactors (this device, in which the material of the reactor core melts, is made of materials which melting points are lower than the temperature of the resulting melt of the corium). As a result of neutronic calculations the coupling coefficient between the in-core fuel assemblies energy release in the irradiation device and ampoule energy release in the core Pulse graphite reactor was defined. From the results of the thermophysical calculation it follows that during reactor tests in the selected reactor operation mode, the maximum fuel temperature at the center of the core level is 3000 K, at the fuel element cladding is 2500 K, for the tantalum glass is 806 K, for the steel capsule is 693 K. With such temperature values, the design of the experimental device will retain its integrity and thereby the safety of the experiment on obtaining the full-scale corium will be achieved.

### Key words:

Ampoule device, fuel pin, severe reactor accident, corium, melt.

### REFERENCES

- Gordon B.G. Russia's strategy in reactors safety investigations. *Atomic energy*, 2000, vol. 89, Iss. 5, pp. 920–923.
- Ung S.K., Poong H.S. An application of dynamic safety system to pressurized water reactor. *Annals of nuclear energy*, 1998, vol. 25, Iss. 5, pp. 1221–1233.
- Novelli A. The AMEBA PWR, a new concept in the technology of nuclear reactor safety. *Annals of nuclear energy*, 2000, vol. 27, Iss. 7, pp. 589–606.
- Kursky A.S., Kalygin V.V., Semidotsky I.I., Shirokov V.I., Protopopov D.P. Radiation safety of boiling water reactors in case of coolant leakage accidents. *Vestnik of Ivanovo State Power Engineering University*, 2014, no. 2, pp. 9–13. In Rus.
- Prasad S.V., Nayak A.K., Kulkarni P.P., Vijayan P.K., Vaze K.K. Study on heat removal capability of calandria vault water from molten corium in calandria vessel during severe accident of a PHWR. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, vol. 284, pp. 130–142.
- Kim T.H., Kim S.H., Chang Y. Structural assessment of reactor pressure vessel under multilayered corium formation conditions. *Nuclear Engineering and Technology*, 2015, vol. 47, Iss. 3, pp. 351–361.
- Kamiyama K., Vurim A., Kolodeshnikov A. Experimental studies on the upward fuel-discharge for elimination of severe recriticality during core-disruptive accidents in sodium-cooled fast reactors. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 2014, vol. 51, Iss. 9, pp. 1114–1124.
- Mukhamedov N.E., Vityuk V.A. Analysis of the thermal state of the experimental device during testing at the reactor IGR. *NNC RK Bulletin*, 2011, no. 3, pp. 63–66. In Rus.
- Adilbekov S.A., Mukhamedov N.E., Pakhnits A.V. i dr. Vybór i obosnovanie rezhima ispytanií vnutrireaktornogo ustroystva [Selection and justification of the test mode of the in-reactor device]. *Doklady X Mezhdunarodnoy konferentsii. Yadernaya i radiatsionnaya fizika* [Proc. 10<sup>th</sup> Int. Conf. Nuclear and radiation physics]. Kurchatov, 2016. pp. 47–51.
- Vurim A.D., Gaidaichuk V.A., Zhotabaev Zh.R. Experimental investigations at the IGR reactor to substantiate methodology of determining the spatial position in experimental device simulating severe accidents with fuel melting and destruction. *NNC RK Bulletin*, 2010, no. 4, pp. 33–40. In Rus.
- Bekmagambetova B.E., Vityuk V.A., Irkimbekov R.A., Pakhnits A.V. Calculation of parameters of the simulative FA in experiments with sodium at the IGR reactor. *NNC RK Bulletin*, 2014, no. 3, pp. 36–39. In Rus.
- Vurim A.D., Vityuk V.A., Gaidaichuk V.A. Computational and experimental study in support of in-pile test program for model FA of advanced reactor. *NNC RK Bulletin*, 2015, no. 1, pp. 55–60. In Rus.
- Bottomley P.D.W., Stalios A.D., Glatz J.-P., Sätmark B., Walker C.T. Examination of melted fuel rods and released core material from the first Phebus-FP reactor accident experiment. *Journal of Nuclear Materials*, 2000, vol. 278, Iss. 2–3, pp. 136–148.
- Sato I., Tobita Y., Konishi K., Kamiyama K., Toyooka J., Nakai R., Kubo S., Kotake S., Koyama K., Vassiliev Y., Vurim A.,

- Zuev V., Kolodeshnikov A. Safety Strategy of JSFR Eliminating Severe Recriticality Events and Establishing In-Vessel Retention in the Core Disruptive Accident. *Journal of nuclear science and technology*, 2011, vol. 48, Iss. 4, pp. 556–566.
15. Kurchatov I.V., Feinberg S.M., Dollezhal N.A. Impulsny grafitovy reaktor IGR [Pulsed Graphite IGR reactor]. *Atomic energy*, 1964, vol. 17, no. 6, pp. 463–474.
16. Kotov V.M., Irkimbekov R.A., Kurpesheva A.M. Bench-Mark model of the IGR reactor. *The collection of theses of 8th International conference «Nuclear and radiation physics»*. Almaty, 2011. pp. 37–40.
17. MCNP/5: A General Monte Carlo N – Particle Transport Code, Version 5, 2003. Available at: <https://www.nucleonica.com/wiki/images/8/89/mcnpvoli.pdf> (accessed 27 July 2016).
18. ANSYS Workbench. Available at: <http://cae-expert.ru/product/ansys-workbench> (accessed 27 July 2016).
19. Skakov M.K., Vurim A.D., Mukhamedov N.E., Pakhnits A.V., Khametov S.Z., Deryavko I.I. *Ampulnoe obluchatelnoe ustroystvo dlya ispytaniy modelnykh tvelov energeticheskogo reaktora* [Ampoule irradiation device for testing model fuel rods of the power reactor]. Patent RK, no. 1591, 2016.
20. Altgauzen A.L. *Elektrotermicheskoe oborudovanie* [Electrothermal equipment]. Moscow, Energiya Publ., 1980. 267 p.

Received: 1 June 2017.

#### Information about the authors

**Mazhyn K. Skakov**, Dr. Sc., professor, Institute of Atomic Energy of NNC RK.

**Nurzhan E. Mukhamedov**, PhD student, State University named after Shakarim.

**Ilya I. Deryavko**, Cand. Sc., academic secretary, Institute of Atomic Energy of NNC RK.