

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ТОПЛИВА И ОБОЛОЧКИ МОДЕЛЬНЫХ ТВЭЛОВ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ В УСЛОВИЯХ ВОЗДЕЙСТВИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ИМПУЛЬСНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА БАРС-6

О. А. Еловский, О. Ф. Кухарчук, А. А. Суворов

Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт им. А. И. Лейпунского», г. Обнинск Калужской обл.

Статья поступила в редакцию 14.06.2019, после доработки – 17.09.2019, принята к публикации – 04.10.2019

Работа посвящена расчетно-экспериментальным исследованиям термомеханических процессов в твэлах быстрых реакторов, актуальным для обоснования их безопасности. Эксперименты проведены на импульсном исследовательском реакторе (ИИР) БАРС-6 с использованием модельных твэлов, имитирующих твэлы быстрых реакторов. Обработка экспериментальных данных показала, что в результате действия нейтронного импульса ИИР БАРС-6 максимальная средняя температура топлива на периферии уранового слоя достигает 2700 К и близка к температуре плавления диоксида урана.

Ключевые слова: быстрый импульсный реактор, реактор БАРС-6, модельный твэл, топливо и оболочка модельного твэла, нейтронное излучение, термомеханический процесс, диоксид урана.

INVESTIGATION OF FUEL AND CLADDING OF THE MODEL FUEL ELEMENTS FOR FAST REACTORS UNDER NEUTRON IRRADIATION BY THE BARS-6 PULSED RESEARCH REACTOR / O. A. ELOVSKY, O F. KUKHARCHUK, A A. SUVOROV // This paper focuses on the calculations and experimental studies of thermo-mechanical processes in a fast reactor fuel elements needed to substantiate their safety. The experiments were carried out on the BARS-6 pulsed research reactor using the model fuel rods that imitated the fast reactor fuel elements. The experimental data showed that as a result of exposure to neutron pulse of the BARS-6 reactor, the maximum average temperature of uranium fuel in periphery of layer reaches 2700 K and is close to the melting temperature of uranium dioxide.

Key words: fast pulsed reactor, reactor BARS-6, model fuel element, model fuel element fuel and cladding, neutron radiation, thermomechanical process, uranium dioxide.

Современные энергетические быстрые реакторы должны удовлетворять широкому спектру жестких требований безопасности: исключать необходимость эвакуации или отселения населения при любых авариях; совокупность конструктивных мер и физических свойств активной зоны должны исключать неконтролируемый разгон реактора на мгновенных нейтронах (реактивная авария); долж-

ны быть предусмотрены конструктивные меры предупреждения потери теплоносителя; физическими свойствами активной зоны исключается плавление оболочек твэл и топлива и отсутствие условий для разгона реактора и парового взрыва при возможном кипении теплоносителя; отвод остаточного тепловыделения осуществляется специальной системой. Поэтому поиск новых технических решений

и подходов, которые позволят выполнить всю совокупность указанных требований и обеспечить существенное повышение безопасности быстрых реакторов нового поколения по сравнению с существующими реакторными установками, является одной из задач первоочередной важности.

В силу сложности и дороговизны экспериментальных исследований аварийных процессов даже на модельных материалах и в стендовых условиях, моделирование аварийных ситуаций в реакторах на быстрых нейтронах опирается в настоящее время на весьма ограниченный экспериментальный материал. При этом одним из существенных ограничивающих факторов является недопустимость критического разрушения твэлов в экспериментах на исследовательских и промышленных реакторах (БН-600, БОР-60 и т. д.). Поэтому эксперименты по критическому разрушению твэлов целесообразно проводить на реакторных установках, допускающих размещение соответствующих экспериментальных устройств.

В настоящей работе представлены результаты расчетно-экспериментальных исследований термомеханических процессов в модельных твэлах быстрых реакторов, выполненных на исследовательском импульсном реакторе БАРС-6. Использование реактора БАРС-6 для решения задач обоснования безопасности быстрых реакторов диктуется возможностью проводить экспериментальные исследования с делящимися материалами, в том числе, и в присутствии теплоносителя, в широком диапазоне изменения энерговыделения, включая экспериментальное моделирование поведения твэлов с дефектами оболочек.

1. Экспериментальная установка для облучения модельных твэлов на импульсном реакторе БАРС-6

Реактор БАРС-6 является быстрым исследовательским импульсным реактором самогасящегося типа [1, 2]. Он состоит из двух малогабаритных активных зон (АЗ). Для профилирования поля делений на испытательном образце расстояние между АЗ может меняться

в диапазоне 337–1500 мм. Реактор может работать как в импульсном, так и статическом режиме.

Реактор БАРС-6 имеет следующие, обеспечивающие возможность проведения исследований нестационарных термомеханических процессов в твэлах, основные характеристики в импульсном режиме: длительность нейтронного импульса в области облучения 100–300 мкс; энерговыделение $\leq 2 \cdot 10^{17}$ дел.; флюенс нейтронов $\leq 10^{14}$ н/см²; гамма-доза ≤ 300 Гр; мощность гамма-дозы $\leq 2 \cdot 10^6$ Гр/с. Предварительные исследования показали, что в таких условиях можно получить приrost средней температуры конструкционных элементов твэла за импульс более 2500 °С (топливо) и более 600 °С (оболочка); скорость теплового нагружения конструкционных элементов твэла за импульс до $2 \cdot 10^6$ град./с в топливе и до 200 град./с в оболочке.

Для проведения экспериментов по облучению модельных твэлов на реакторе БАРС-6 создана экспериментальная установка, включающая в себя:

- испытательную кювету (контейнер) для облучения образцов твэлов;
- систему регистрации параметров импульса реактора в области облучения;
- систему регистрации тепловых характеристик твэла;
- систему регистрации изменения продольного и радиального размеров твэла.

С целью повышения энерговыделения в модельных твэлах с ядерным топливом при их облучении на реакторе БАРС-6 разработана конструкция и изготовлен специальный контейнер ЭУС-16-1. В экспериментах модельные твэлы устанавливаются в центральной полости этого контейнера таким образом, чтобы высота центра твэла совпадала с высотой центров активных зон реактора БАРС-6.

Контейнер ЭУС-16-1 представляет собой полиэтиленовый цилиндр высотой 400 мм и наружным диаметром 140 мм. Внутри него имеется полость диаметром 51 мм, предназначенная для размещения исследуемых образцов. Для уменьшения влияния эксперимен-

тального твэла на характеристики реактора боковая поверхность и торцы цилиндра покрыты кадмием толщиной 1 мм. Контейнер (рис. 1 и 2) устанавливается вблизи активных зон реактора БАРС-6 вертикально так, чтобы расстояние h между его осью и осями сдвинутых до 382 мм активных зон реактора было около 205 мм. Расстояние L между центральной плоскостью активных зон и осью контейнера равняется 40 мм. Зазор r между боковыми поверхностями чехлов активных зон и боковой поверхностью контейнера в этом случае получается около 1 мм.

Модельные твэлы жестко закрепляются снизу в ЭУС-16-1 при помощи цангового захвата. Верхний конец твэлов остается свободным. К контейнеру по торцам прикрепляются фланцы из алюминия. Один из них предназначен для жесткого закрепления ЭУС-16-1 к балке первого яруса рабочего места стенда «Б» [1]. На другом фланце укрепляется устройство измерения механических характеристик исследуемого образца. Для измерения нагрева оболочки модельного твэла на его боковой поверхности закрепляются хромель-алюмелевые термопары.

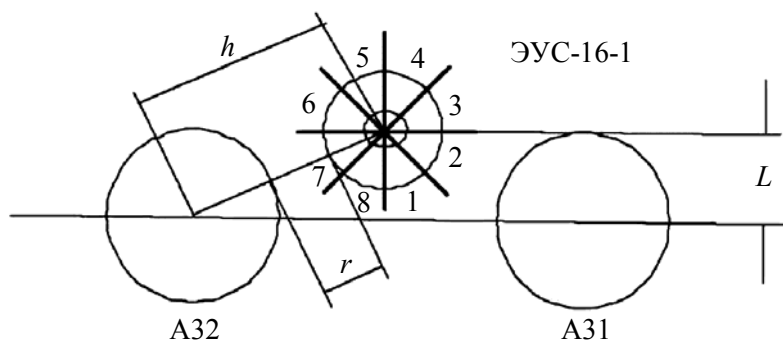


Рис. 1. Размещение ЭУС-16-1 относительно активных зон реактора БАРС-6

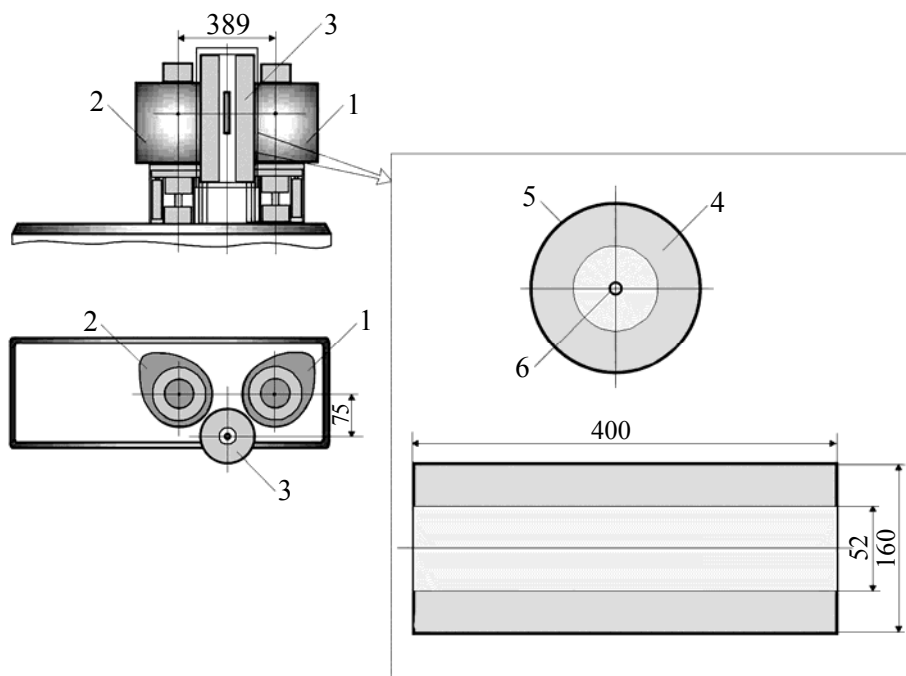


Рис. 2. Геометрическая схема экспериментальной установки по облучению модельных твэлов на реакторе БАРС-6 (● – центр АЗ реактора БАРС-6): 1, 2 – активные зоны реактора БАРС-6; 3 – экспериментальная кювета ЭУС-16-1; 4 – замедлитель нейтронов; 5 – защитный чехол; 6 – модельный твэл

Для проведения исследований термомеханических процессов в твэлах быстрых реакторов при быстром росте энерговыделения (до порога разрушения) был разработан и создан ряд модельных твэлов. Максимальное энерговыделение в топливе и наибольшее изменение термомеханических характеристик было реализовано на модельном твэле ЭУС-19 [3], конструкция которого приведена на рис. 3.

Модельный твэл ЭУС-19 [3] (рис. 3) имеет топливный сердечник, набранный из урановых таблеток. Его оболочка – трубка 1 из нержавеющей стали ЭИ-847, которая имеет диаметр $9,8 \times 0,4$ мм и длину 200 мм. Трубка прошла многократную калибровку и была отожжена в вакууме при температуре 1100°C в течение одного часа. Трубка заполнена таблетками 2 из диоксида урана с 90 % обогащением по урану-235. Количество таблеток – 111 шт. Таблетки имеют размеры: $\varnothing 8,9 \times 2,85$ мм, толщина 1,8 мм. Крышки 3 модельного твэла изготовлены из нержавеющей стали ЭИ-847. Они приварены к стальной трубке твэла согласно ГОСТ 14771-76. При изготовлении производилась аргоновая сварка в соответствии с ПНАЭ Г-7-009-89. В соответствии с ПНАЭ Г-7-009-89 контроль качества сварных швов производился путем внешнего

осмотра и измерения. После выполнения сварки наружная поверхность швов была обработана заподлицо наждачным кругом и подвергнута шлифовке. Общая масса урана $94,84$ г.

Для измерения радиального и продольного расширений оболочки твэлов и исследования внутритвэльной тепловой динамики при импульсном нагружении разработано и изготовлено специальное измерительное устройство. Его работа основана на методе, заключающемся в измерении изменения напряжения постоянного тока на переменном сопротивлении. Изменение сопротивления вызывается изменением измеряемого в эксперименте параметра (длины или диаметра экспериментального твэла), которое посредством штока и рычага передается на движок переменного сопротивления, работающего совместно с делителем напряжения. Изменение напряжения на движке сопротивления регистрируется на персональном компьютере, установленном в измерительном зале реакторно-лазерного комплекса Стенд «Б» [1]. Установка измерения изменения линейных размеров твэла комбинированная. Она позволяет в одном эксперименте измерять изменения и продольного, и поперечного размеров твэла.

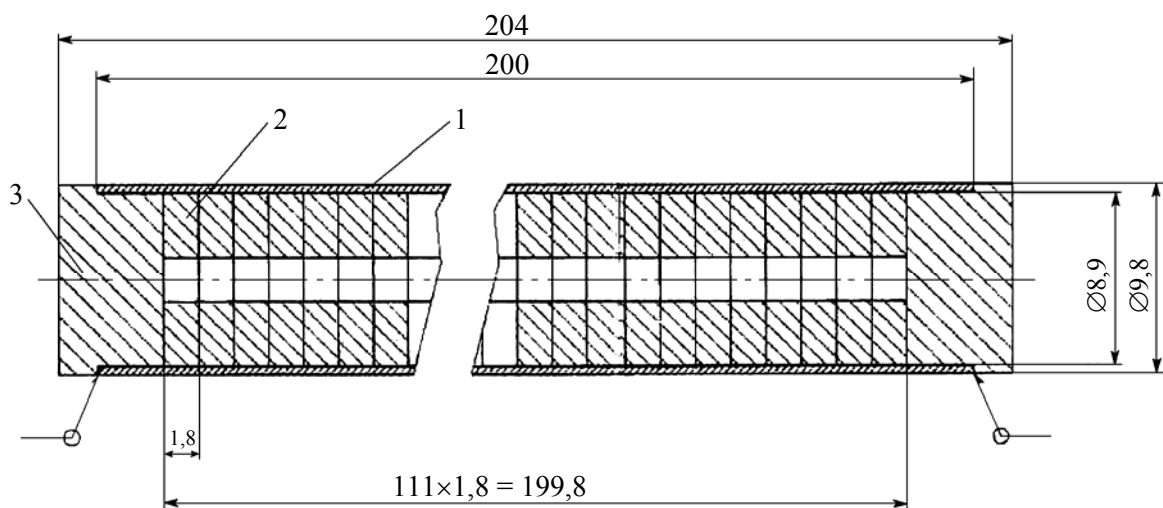


Рис. 3. Конструкция модельного твэла ЭУС-19: 1 – стальная трубка; 2 – топливная таблетка (UO_2 , 90 % по ^{235}U); 3 – крышка

2. Изменение термомеханических характеристик модельных твэлов при облучении на импульсном реакторе БАРС-6

Эксперименты по измерению параметров термомеханических процессов были проведены с использованием нескольких типов модельных твэлов при разных уровнях энерговыделения в импульсе реактора БАРС-6. Результаты измерений изменений температуры оболочки (ΔT_o), продольного размера (Δl) и диаметра (ΔD) модельного твэла ЭУС-19 (рис. 3) при различных энерговыделениях в АЗ реактора показаны на рис. 4.

Из представленных рисунков видно, что при суммарном энерговыделении в обеих АЗ реактора БАРС-6 $2 \cdot 10^{17}$ дел. максимальный разогрев оболочки модельного твэла в процессе импульса составил 627°C , максимальное изменение его длины равно 1621 мкм , а диаметра – 32 мкм . Изменения температуры, длины и диаметра твэлов зависят линейно от энерговыделения в АЗ реактора, при этом в реализованных режимах импульсного нагружения в модельном твэле не возникают динамические процессы (колебания), связанные с механической инерцией топлива.

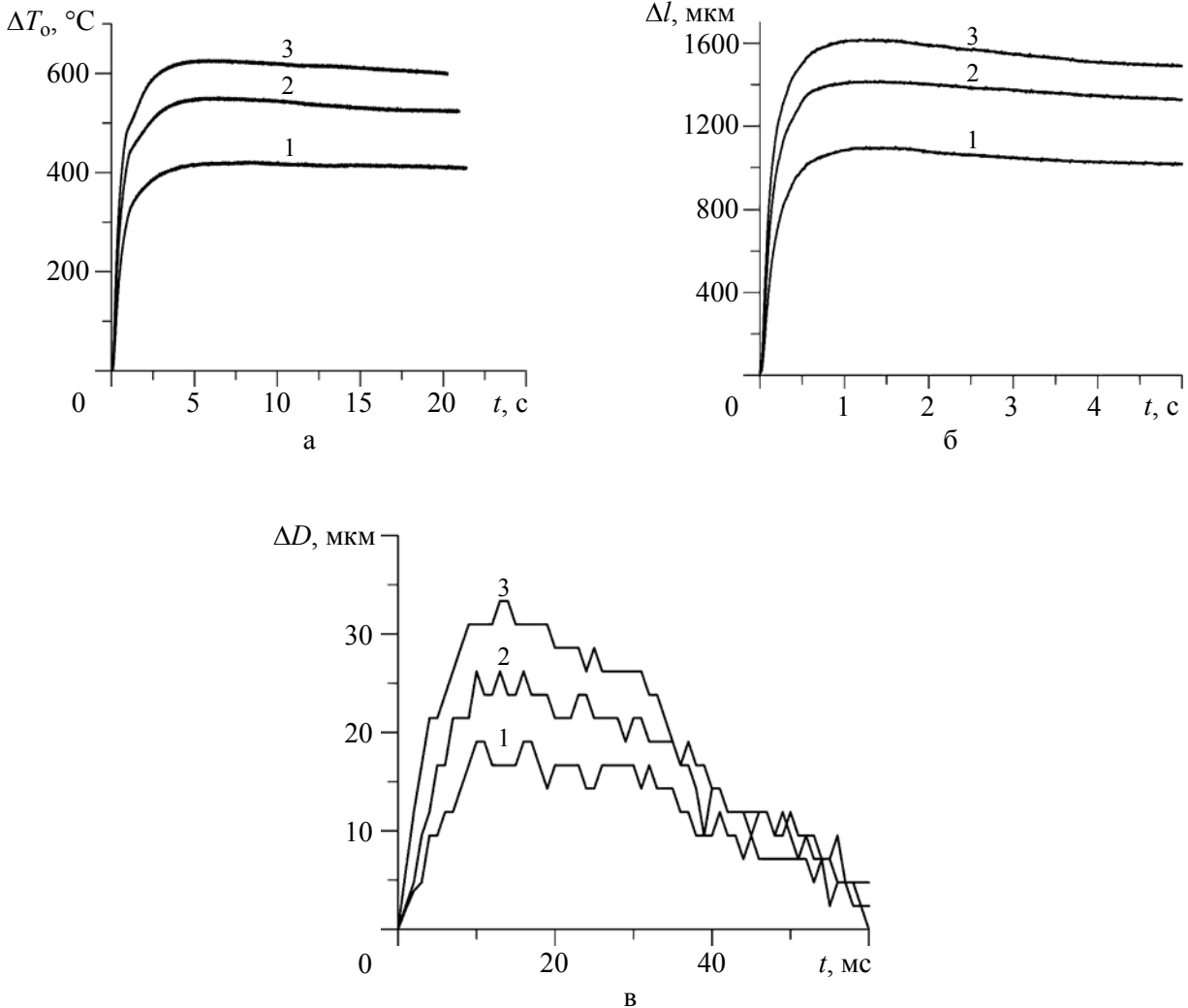


Рис. 4. Изменение температуры оболочки (а), продольного размера (б) и диаметра (в) модельного твэла ЭУС-19 при различных энерговыделениях реактора БАРС-6:

1 – $E_{AZ} = 1,27 \cdot 10^{17}$ дел.; 2 – $E_{AZ} = 1,69 \cdot 10^{17}$ дел.; 3 – $E_{AZ} = 2,00 \cdot 10^{17}$ дел.

Обработка результатов измерений [3] дала следующие зависимости измеренных величин от энерговыделения E_{A3} в реакторе БАРС-6 и приращения температуры оболочки ΔT_0 : скачка температуры $\Delta T_0(E_{A3}) = 293,62E_{A3} + 44,88$ (°C); изменения продольного размера $\Delta l(\Delta T_0) = 2,44\Delta T_0 + 86,4$ (мкм); изменения диаметра $\Delta D(\Delta T_0) = 0,091\Delta T_0 + 25$ (мкм).

Полученные аппроксимационные зависимости изменений продольного размера и диаметра модельного твэла для температурного коэффициента линейного расширения дают:

$$\alpha^{(l)} = \frac{\Delta l / \Delta T_0}{l} = 1,196 \cdot 10^{-5} \text{ (1/град)},$$

$$\alpha^{(D)} = \frac{\Delta D / \Delta T_0}{D} = 1,022 \cdot 10^{-5} \text{ (1/град)},$$

где $l = 204$ мм – длина твэла, $D = 8,9$ мм – диаметр урановой таблетки, что хорошо согласуется с табличными данными для температурного коэффициента линейного расширения двуокиси урана [4].

Полученные экспериментальные результаты по измерению изменения температуры элементов модельного твэла позволяют определить условия нейтронного облучения модельных твэлов на реакторе БАРС-6, при которых будет достигнуто расплавление топливного сердечника и произойдет нарушение их работоспособности. Их обработка была проведена двумя независимыми расчетными методами: 1) на основе релаксационной модели, включающей в себя два дифференциальных уравнения для изменения средних температур оболочки и топливного сердечника; 2) моделированием методом Монте-Карло энерговыделения в модельном твэле при импульсном облучении нейтронами реактора БАРС-6 [5, 6]. Оба метода дали следующие результаты:

- среднее по объему топливного сердечника энерговыделение составило 3 кДж/см³;
- среднее по длине максимальное энерговыделение на периферии сердечника достигло в эксперименте более 8 кДж/см³;
- средний по объему топливного сердечника подогрев составил около 900 °C;

– средний по длине максимальный подогрев на периферии сердечника превысил 2500 °C.

Следует отметить, что реализуемый в экспериментах на реакторе БАРС-6 значительный перепад энерговыделения (и, соответственно, подогрева) по сечению топливного сердечника обусловлен, прежде всего, блок-эффектом для тепловых нейтронов.

Из полученных результатов следует, что достигаемое в результате действия нейтронного импульса реактора БАРС-6 максимальное значение средней по длине твэла температуры топлива на периферии уранового слоя превышает 2700 К. Учитывая тот факт, что в области модельного твэла, расположенной напротив центра АЗ реактора БАРС-6, энерговыделение превышает средний по длине уровень на 10 %, а также возможность повышения в настоящее время энерговыделения реактора на 20 %, в центральной области модельного твэла можно создать условия подогрева топлива до температуры, превышающей температуру плавления 2920 ± 100 К [4].

В силу того, что приведенное значение температуры плавления диоксида урана дано со стоградусной точностью, можно предположить, что в самой энергонапряженной области твэла переданная топливу энергия не только пойдет на его нагрев до температуры плавления, но ее хватит и на фазовое превращение с расплавлением части топлива в случае избытка энерговыделения, превышающего теплоту плавления единицы объема диоксида урана 2760 Дж/см³ [4]. Одним из путей гарантированного расплавления части диоксид-уранового топлива является предварительный его подогрев перед нейтронным облучением. Другим путем решения задачи расплавления уранового топлива нейтронным импульсом реактора БАРС-6 и обеспечения взаимодействия расплава с натриевым теплоносителем является использование в качестве материала топливного сердечника уранового сплава с относительно низкой температурой плавления, например, сплава UBe, температура плавления которого 1130 °C [4].

Список литературы

1. Дьяченко П. П., Еловский О. А., Прохоров Ю. А. и др. Реакторно-лазерный комплекс «Стенд «Б» // Атомная энергия. 2000. Т. 88. Вып. 5. С. 337–342.

2. Гулевич А. В., Дьяченко П. П., Зродников А. В., Кухарчук О. Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия. – М.: Энергоатомиздат, 2003.

3. Еловский О. А., Кухарчук О. Ф., Суворов А. А., Труфанов А. А. Исследование поведения топлива и оболочки модельных твэлов быстрых реакторов в условиях воздействия нейтронного излучения импульсного исследовательского реактора БАРС-6 // Импульсные ядерные реакторы: история создания и перспективы использования. Труды Межотраслевой научной конференции. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2016. Т. 2. С. 320–325.

4. Чиркин В. С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. – М.: Атомиздат, 1968.

5. MCNP – a General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B. Ed. by Briesmeister J.: LA-12625-M. – LANL, 1997.

6. Бережной К. В., Кухарчук О. Ф. Применение кода MCNP для расчета нейтронно-физических характеристик связанных реакторных систем: Препринт ФЭИ-2961. – Обнинск. 2002.

Контактная информация –

Суворов Алексей Анатольевич,
e-mail: suvorov@ppe.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2019, вып. 4, с. 141–147.