

ПЕРВЫЙ ЭТАП ИСПЫТАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК С НИЗКООБОГАЩЕННЫМ ТОПЛИВОМ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА ВВР-К. РЕЗУЛЬТАТЫ И ВЫВОДЫ

**Ф. М. Аринкин, Ш. Х. Гизатулин, С. Н. Колточник, Д. А. Накипов, П. В. Чакров,
Л. В. Чекушина, А. А. Шаймерденов**

НЯЦ РК «Институт ядерной физики», Алматы, Казахстан

В работе приводится анализ первого этапа реакторных испытаний экспериментальных ТВС (ЭТВС) с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К. Описываются экспериментальные устройства и методики, используемые при проведении испытаний, перечень контролируемых параметров. Показано, что в ходе первого этапа испытаний (142 дня) достигнуто среднее выгорание ^{235}U в ЭТВС – 22,1 %. Визуальный осмотр ЭТВС и анализ воды первого контура по активности реперного изотопа ^{137}Cs показал, что герметичность штатных ТВС и ЭТВС не нарушена.

Ключевые слова: реактор ВВР-К, испытание ТВС, выгорание ^{235}U .

FIRST STAGE OF THE LOW-ENRICHED FUEL LTA IRRADIATION TEST IN THE WWR-K REACTOR CORE. RESULTS AND CONCLUSIONS / F. M. ARINKIN, SH. H. GIZATULIN, S. N. KOLTOCHNIK, D. A. NAKIPOV, P. V. CHAKROV, L. V. CHEKUSHINA, A. A. SHAIMERDENOV // Brief analysis of the first stage is presented which was carried out before in-reactor test of the lead test assemblies (LTA) with low-enriched fuel in the WWR-K reactor core. Descriptions of experimental devices and techniques used in course of the test are given, as well as a list of controlled parameters. It is shown that the first stage of the test (142 days) reached an average burnup of uranium-235 in LTA is 22.1 %. LTA visual inspection and analysis of water from primary circuit in the benchmark of the isotopes activity against presence of cesium confirms LTA leakproofness.

Key words: reactor VWR-K, fuel assembly testing, ^{235}U burn-up.

Введение

В настоящее время жизненно важными являются вопросы, связанные с обеспечением режима нераспространения делящихся материалов высокообогащения. В связи с тем, что основными потребителями высокообогащенного урана в атомной отрасли являются исследовательские реакторы, их конверсия является неотложной задачей.

С 2003 г. по 2006 г. в Институте ядерной физики НЯЦ РК при финансовой поддержке NTI (США) велись исследовательские работы по выбору топливной композиции и конструкции топливной сборки для перевода реактора ВВР-К на топливо низкого обогащения [1–4] (в настоящее время на реакторе используются ТВС типа ВВР-Ц с топливной композицией на основе $\text{UO}_2\text{–Al}$

с обогащением 36 %). В процессе проведения расчетных исследований в качестве основы выбрана топливная композиция на основе UO_2 , диспергированного в алюминиевой матрице с плотностью урана $2,8 \text{ г/см}^3$ и обогащением по урану-235 19,7 %, и разработана наиболее оптимальная для реактора ВВР-К конструкция восьмитрубной ТВС с тонкостенными (1,6 мм) твэлами. При этом загрузка урана-235 составляет ~250 г, а площадь теплопередающей поверхности достигает $1,34 \text{ м}^2$.

Результаты расчетов нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора с топливом низкого обогащения показали, что с выбранной топливной композицией и конструкцией ТВС, с использованием бокового отражателя из бериллия, характеристики реактора, несмотря на снижение обогащения, удастся улучшить.

В соответствии с действующими нормативными документами в Республике Казахстан перед поставкой ТВС на производство обязательно проведение реакторных испытаний опытной партии ТВС для подтверждения их проектных характеристик. Специалистами ИЯФ с участием специалистов Аргоннской национальной лаборатории (США) и НИКИЭТ (РФ) разработаны обоснованная программа испытаний экспериментальных ТВС (ЭТВС) и обоснование безопасности испытаний в реакторе ВВР-К, включающее в себя анализ возможных переходных процессов. По согласованию с разработчиком ЭТВС (НИКИЭТ) принято решение о том, что испытания будут проводиться при работе ЭТВС в составе активной зоны с низкообогащенным топливом. Выполнен анализ стационарного состояния и теплогидравлический расчет активной зоны. Получено разрешение регуляторного органа на проведение испытаний. В феврале 2011 г. Новосибирским заводом химконцентратов (НЗХК) были изготовлены три ЭТВС, и в марте 2011 г. начаты их ресурсные испытания в активной зоне реактора ВВР-К. Испытания предполагается провести в три этапа – до достижения среднего выгорания в ЭТВС 20, 40 и 60 %; по окончании каждого из этапов предусматривается визуальный осмотр одной из ЭТВС.

Первый этап испытаний ЭТВС в активной зоне реактора ВВР-К

Нейтронно-физический расчет активной зоны реактора ВВР-К с топливом низкого обогащения показал, что мощность наиболее энергонапряженной ТВС составляет 360 кВт. Для того чтобы получить при испытаниях требуемые значения мощности, потребовалась коренная перестройка существующей активной зоны. Она, в первую очередь, была направлена на уменьшение ее объема с целью повышения удельных характеристик. Так, были извлечены ТВС из последнего ряда ячеек активной зоны, и на их место установлены 28 блоков бериллия, образующих боковой бериллиевый отражатель. Кроме того, в центре активной зоны вместо извлеченных семи ТВС было установлено облучательное устройство из бериллия, обеспечивающее установку трех ЭТВС с шагом 68,3 мм и гарантированный зазор между ЭТВС 2,0 мм для протока теплоносителя. Картограмма загрузки активной зоны, содержащая 38 штатных ТВС типа ВВР-Ц, 3 ЭТВС в облучательном устройстве и 28 блоков бериллиевого отражателя представлена на рис. 1.

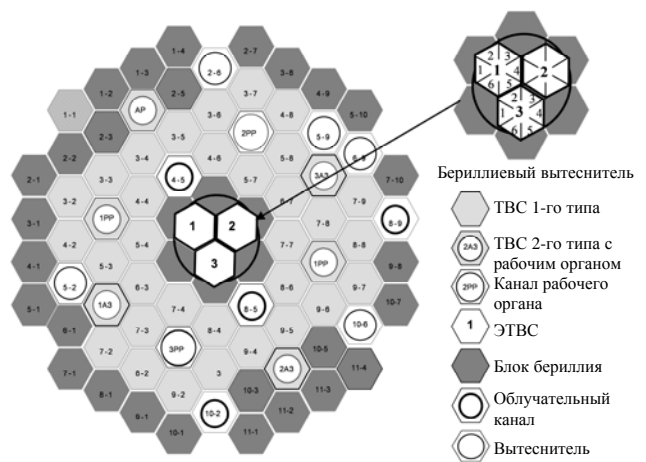


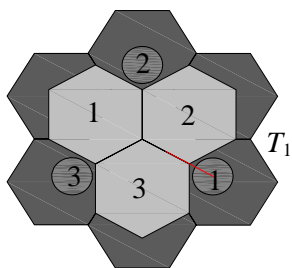
Рис. 1. Картограмма загрузки активной зоны реактора ВВР-К для испытаний ЭТВС

В ячейки активной зоны, занятые вытеснителями, впоследствии будут установлены блоки бериллия. Облучательное устройство оснащено дополнительными системами диагностики условий облучения ЭТВС. Для контроля относительной плотности потока нейтронов использовались два детектора прямого заряда (ДПЗ) с эмиттером из родия. Температура теплоносителя на входе T_1 и на выходе T_2 , T_3 облучательного устройства измерялась тремя термопарами (хромель-алюмель). Расположение ЭТВС, температурных датчиков и ДПЗ в облучательном устройстве показано на рис. 2. В канале 1 облучательного устройства располагались три термопары и ДПЗ-1, в канале 2 располагался ДПЗ-2.

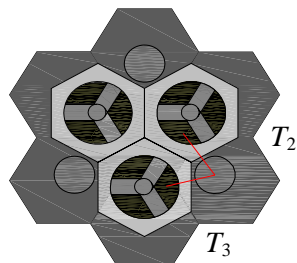
Сопровождение испытаний ЭТВС осуществлялось информационно-измерительной системой (ИИС), обеспечивающей он-лайн информацией операторов и экспериментаторов. В ИИС ежеминутно шла запись основных параметров испытаний: температуры на входе и выходе облучательного устройства и показания ДПЗ.

Перед началом первого цикла [5] были проведены измерения перепада давления в активной зоне в зависимости от расхода теплоносителя (количества работающих главных циркуляционных насосов, ГЦН) для подтверждения расчетных значений, использованных в теплогидравлических расчетах активной зоны. В таблице и на рис. 3 приведены результаты измерений.

С целью подтверждения адекватности используемой схемы расчета гидравлических параметров испытаний опытных ТВС проведено сравнение результатов, полученных при проведении гидравлических измерений на реакторе, и соответствующего гидравлического расчета.

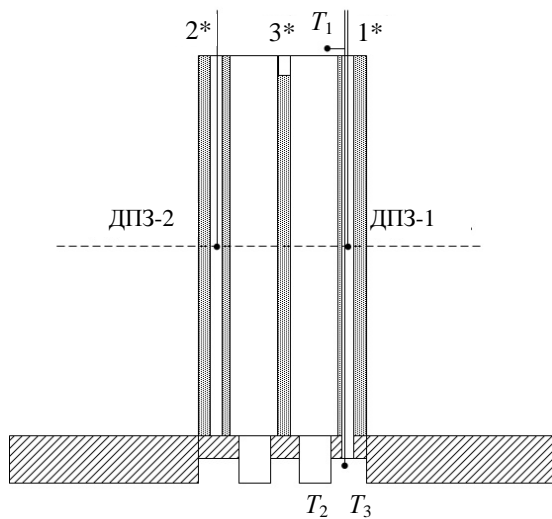


Верх облучательного устройства (1, 2, 3 по часовой стрелке – нумерация ЭТВС; 1, 2, 3 против часовой стрелки – нумерация измерительных каналов в бериллиевом облучательном устройстве)



Низ облучательного устройства (на уровне решетки)

а



б

Рис. 2. Схема облучательного устройства: а – горизонтальное сечение; б – вертикальное сечение (1, 2, 3 – нумерация измерительных каналов в бериллиевом облучательном устройстве)

Зависимость расхода воды в ЭТВС от перепада давления в активной зоне

Количество ГЦН	ΔP , МПа	Расход через ЭТВС, м ³ /ч	Расход через активную зону, м ³ /ч
1	0,0020	5,8	340 ± 24
2	0,0076	12,1	662 ± 24
3	0,0160	18,2	996 ± 24

Гидравлический расчет проводился по формулам, перечисленным ниже [6–8]:

- коэффициент местного сопротивления ξ для сжатия струи при переходе от широкого ($S_{\text{шир}}$) сечения к узкому ($S_{\text{узк}}$) определялся как $\xi = 0,5(1 - S_{\text{узк}}/S_{\text{шир}})$;

- коэффициент местного сопротивления ξ для расширения струи при переходе от узкого сечения к широкому вычислялся по формуле Бордо $\xi = (1 - S_{\text{узк}}/S_{\text{шир}})^2$;

- коэффициент местного сопротивления ξ для трения в межत्वальных зазорах определялся как $\lambda \cdot L/D$, где L и D – длина и гидравлический диаметр зазора соответственно, λ – коэффициент гидравлического трения;

- коэффициент гидравлического трения вычислялся по формуле Альтшуля для турбулентного потока: $\lambda = 0,11(\Delta/D + 68/Re)^{0,25}$, где Δ – размер

шероховатости (положен равным 0,001 мм), Re – число Рейнольдса, которое вычислялось по формуле $Re = wD/\nu$, где w – скорость теплоносителя, ν – кинематическая вязкость.

- перепад давления определялся по формуле Дарси – Вейсбаха (МПа): $\Delta p = \xi \cdot \rho \cdot w^2 / 2$.

По результатам гидравлического расчета и проведенных гидравлических измерений получена экспериментальная зависимость перепада давления на ЭТВС от расхода воды, проходящей через активную зону, которая в дальнейшем использовалась для определения тепловой мощности ЭТВС (рис. 3).

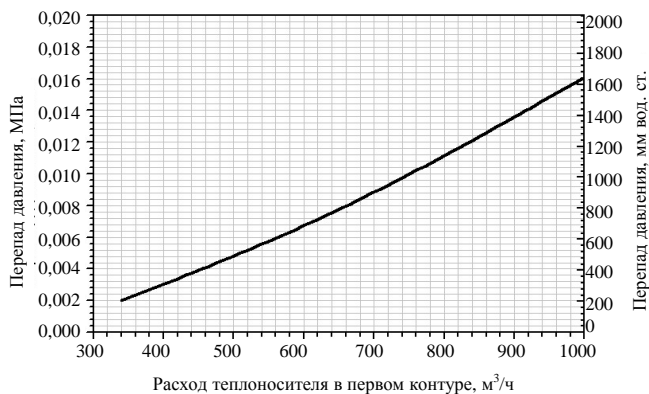


Рис. 3. Зависимость перепада давления от расхода теплоносителя в АЗ

Наличие в составе активной зоны большого количества бериллия (боковой отражатель, облучательное устройство) обусловило появление фото-нейтронов из реакции (γ, n) и нейтронов из реакции $(n, 2n)$. Их наличие значительно изменило показания приборов нейтронного контроля. Поэтому первый выход на проектный уровень мощности 6,0 МВт осуществлялся ступенями по 100 кВт с выдержкой 1 ч между ступенями для установления теплового равновесия в первом контуре охлаждения. При достижении разницы температуры теплоносителя на входе и выходе активной зоны 1,0 °С и далее, оценивалась тепловая мощность реактора, по значениям которой корректировались показания штатных нейтронных датчиков (ионизационных камер).

Ниже приводятся характерные зависимости основных параметров для первого этапа испытаний (142 дня). На рис. 4 показаны результаты мо-

ниторинга относительной плотности потока нейтронов. Следует отметить, что показания ДПЗ и тепловая мощность реактора хорошо коррелируют между собой.

Резкий спад в показаниях ДПЗ в пределах цикла обусловлен срабатыванием аварийной защиты; срабатывание, как правило, происходило при аварийном отключении электроэнергии. Разница в показаниях ДПЗ-1 и ДПЗ-2 обусловлена тем, что они имели разные нагрузочные сопротивления.

С учетом показаний термопар и значений расхода теплоносителя через ЭТВС (см. таблицу) максимальная мощность трех ЭТВС на начало первого цикла работы составила 1054 кВт; что соответствует рабочим параметрам; погрешность определения мощности – 10 %. На рис. 5 приведено изменение суммарной мощности ЭТВС в течение первого этапа испытаний.

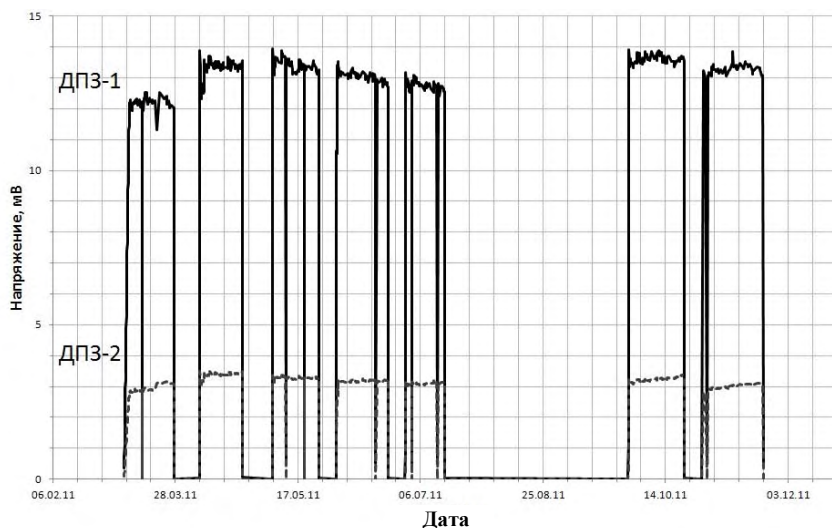


Рис. 4. Показания ДПЗ в ходе первого этапа испытаний

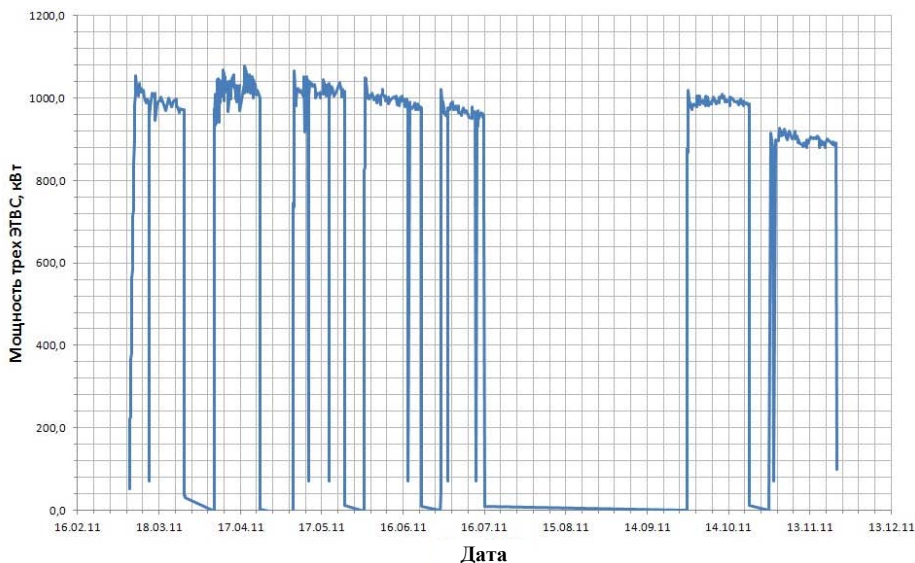


Рис. 5. Мощность ЭТВС в течение первого этапа испытаний

На рис. 6 представлено изменение запаса реактивности активной зоны от времени работы реактора.

На рисунке хорошо видно резкое уменьшение запаса реактивности в течение первых трех суток работы реактора, вызванное отравлением ксеноном. Далее изменение запаса реактивности обусловлено выгоранием топлива и составляет в среднем 0,07 % за сутки. Следует отметить, что характер изменения реактивности в течение цикла полностью совпадает с аналогичной расчетной зависимостью.

Зависимость средних значений мощности и выгорания в ЭТВС от времени работы реактора в течение первого этапа испытаний показана на рис. 7.

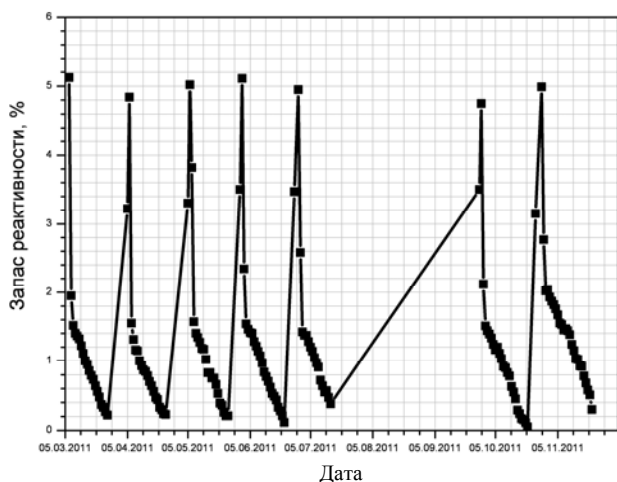


Рис. 6. Изменение запаса реактивности реактора в ходе первого этапа испытаний

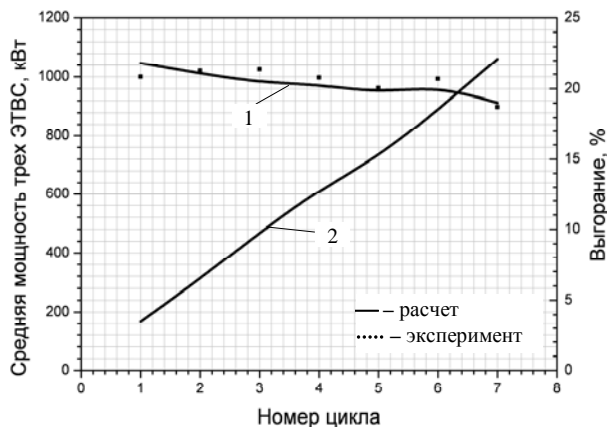


Рис. 7. Зависимость средней мощности трех ЭТВС (1) и выгорания (2) от времени работы реактора

Параллельно с контролем вышеуказанных параметров ежедневно брались пробы воды 1-го контура охлаждения и проводился их анализ на наличие Cs (реперный изотоп) и других осколков деления. Содержание в теплоносителе Cs не превышало 500 Бк/л (фоновое значение для реактора ВВР-К), что свидетельствует о герметичности ЭТВС до достижения среднего выгорания топлива 20 %.

Визуальный осмотр одной из ЭТВС показал, что поверхности двух граней наружного твэла имеют темную продольную полосу (см. отмеченную область на рис. 8). Далее фотографии были проанализированы специалистами завода-изготовителя (НЗХК г. Новосибирск), которые, сверяясь с технологической документацией на изготовление ЭТВС, пришли к мнению, что, по всей видимости, данная полоса является следом контакта с бериллиевым облучательным устройством. Контакт имел место при перегрузках ЭТВС при повороте на 60° после каждого нечетного цикла (поворот ЭТВС осуществлялся для обеспечения равномерного выгорания ЭТВС в целом). Данные следы на поверхности двух граней наружного (наиболее напряженного) твэла не являются следствием разрушения оболочки. Для сравнения на рис. 9 показана поверхность макета ЭТВС (технология обработки поверхности ЭТВС и макета ЭТВС одинакова).

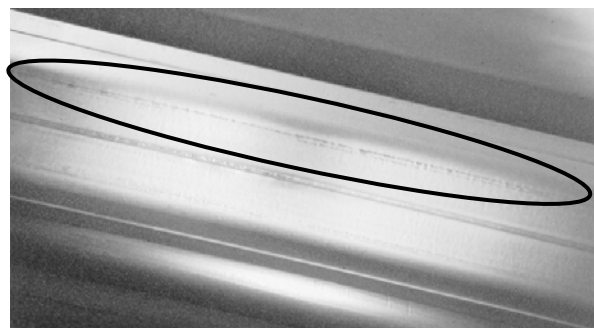


Рис. 8. Центральная часть по высоте 5-й грани ЭТВС3



Рис. 9. Центральная часть по высоте 2-й грани макета ЭТВС3

Выводы

Перестройка активной зоны увеличила энергонапряженность активной зоны, что обеспечило параметры испытаний ЭТВС, близкие к тем, в которых ЭТВС будет работать в активной зоне с низкообогащенным топливом.

Система диагностики позволила обеспечить непрерывный контроль основных параметров ЭТВС в процессе каждого цикла работы реактора.

Сравнение результатов расчета и измеренные экспериментально параметры ЭТВС показали их хорошее согласие.

В целом можно констатировать, что первый этап испытания ЭТВС завершен успешно, достигнуто среднее выгорание в ЭТВС3 $\approx 22,1\%$, визуальный осмотр ЭТВС и анализ воды первого контура по активности реперного изотопа ^{137}Cs показал, что герметичность ЭТВС не нарушена.

Испытания ЭТВС продолжаются.

В заключение авторы выражают глубокую благодарность специалистам из Аргоннской национальной лаборатории (США) Гарнер П., Ханан Н., Рогланс-Рибас Д. за активное участие в планировании и обсуждении результатов испытаний.

Список литературы

1. Arinkin F., Gizatulin Sh., Zhotabaev Zh., Kadyrzhanov K., Koltochnik S., Chakrov P., Chekushina L. Feasibility Study of the WWR-K Reactor // RERTR-2004 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. – Vienna, Austria, 2004. P. 5.

2. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Dobrikova I., Gizatulin Sh., Kadyrzhanov K., Koltochnik S., Nasonov V., Taliev A., Vatulin A., Zhotabaev Zh., Hanan N. Feasibility Analysis for Conversion of the WWR-K Reactor Using an Eight-Tube Uranium Dioxide Fuel Assembly // Abstract. Proceedings of the RERTR-2005 Meeting. – Boston, USA, 2005. P. 117.

3. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Dobrikova I., Gizatulin Sh., Kadyrzhanov K., Koltochnik S., Nasonov V., Taliev A., Vatulin A., Zhotabaev Zh. Comparative Study of the WWR-K Reactor Using Low-Enriched U-Mo Fuel Pin- and Tube-Type // Abstract. Proceedings of the RERTR-2005 Meeting. – Boston, USA. 2005. P. 122.

4. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Kadyrzhanov K., Kartashev E., Koltochnik S., Lukichev V., Nasonov V., Romanova N., Taliev A., Zhotabaev Zh. Characteristics of the WWR-R reactor core with low-enriched uranium dioxide fuel // Материалы Международной конференции RERTR-2006. – Cape Town, South Africa, 2006. P. 47.

5. Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltochnik S., Nakipov D., Shaimerdenov A., Zhotabaev Zh., Hanan N., Garner P. and Roglans-Ribas J. Start of low-enriched fuel lead test assemblies in the WWR-K reactor core // Proceeding of the RERTR-2011 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. – Santiago, Chile, 2011. P. 82.

6. Шаймерденов А. А., Аринкин Ф. М., Колточник С. Н., Чекушина Л. В. Теплогидравлический анализ стационарного состояния активной зоны ИР ВВР-К при испытаниях опытных ТВС // Вестник НЯЦ РК. – Казахстан, 2010. Выпуск 4. С. 54–59.

7. Идельчик И. Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: Машиностроение, 1975. 560 с.

8. Киселев П. Г. Справочник по гидравлическим расчетам. – М.: Энергия, 1972. 312 с.

Контактная информация –

Аринкин Федор Михайлович,
зав. лабораторией,
тел.: +7 727 3866866,
e-mail: arinkin@inp.kz

Статья поступила в редакцию 31.08.2012.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 3, с. 74–79.