

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

ATOMIC ENERGY

АТОМНО-ВОДОРОДНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

ATOMIC HYDROGEN ENERGY

Статья поступила в редакцию 25.12.17. Ред. рег. № 2639

The article has entered in publishing office 25.12.17. Ed. reg. No. 2639

УДК 621.039

ТЕПЛОФИЗИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОВЕДЕНИЯ РЕСУРСНЫХ ИСПЫТАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВС ВВР-КН В РЕАКТОРЕ ВВР-К*

*А.А. Шаймерденов^{1,2}, И.В. Шаманин², Н.А. Прибатурин^{3,4},
Ш.Х. Гизатулин¹, С.Н. Колточник¹, Л.В. Чекушина¹*

¹РГП «Институт ядерной физики», Министерство энергетики РК
д. 1, ул. Ибрагимова, Алматы, 050032, Казахстан
тел.: +7(727)386-68-00; e-mail: info@inp.kz

²ФГАОУ ВО Национальный исследовательский Томский политехнический университет
д. 30, пр. Ленина, Томск, 634050, Россия
тел.: +7(3822)60-63-33; e-mail: aashaimerdenov@gmail.com

³Институт теплофизики им С.С. Кутателадзе СО РАН
д. 1, пр. Академика Лаврентьева, Новосибирск, 630090, Россия

⁴Институт безопасного развития атомной энергетики РАН
д. 52, ул. Большая Тульская, Москва, 115191, Россия

doi: 10.15518/isjaee.2018.10-12.023-033

Заключение совета рецензентов: 15. 01.18 Заключение совета экспертов: 01.02.18 Принято к публикации: 12.02.18

Приведены результаты расчетно-экспериментальных исследований по обоснованию безопасного проведения ресурсных испытаний опытной партии тепловыделяющих сборок (ТВС) с низкообогащенным топливом.

По результатам расчетных исследований, проведенных в Институте ядерной физики Республики Казахстан, для перевода исследовательского водо-водяного реактора «Казахстанец» (ВВР-К) на топливо пониженного обогащения (19,7 % по изотопу урана-235) была выбрана восьмитрубная ТВС с тонкостенными твэлами (толщина 1,6 мм), впоследствии названная «Тепловыделяющая сборка водо-водяного реактора «Казахстанец» низкообогащенный» (ТВС ВВР-КН). Новая ТВС имеет развитую поверхность теплообмена, что позволяет создавать на ее основе компактную активную зону без увеличения расхода теплоносителя и тем самым улучшать экспериментальные возможности реактора.

Представлены результаты реакторных испытаний опытной партии ТВС (три опытные ТВС ВВР-КН были изготовлены на Новосибирском заводе химконцентратов, Россия) на подтверждение проектных характеристик и проверки работоспособности новой конструкции ТВС с низкообогащенным урановым топливом. Расчетным путем доказано, что достижение проектных параметров ТВС возможно в активной зоне реактора ВВР-К. Отмечена основная проблема данного исследования – создание необходимых режимов испытаний в активной зоне реактора ВВР-К, так как мощность опытной ТВС более чем в два раза превышает мощность штатной ТВС реактора с высокообогащенным урановым топливом. Установлено, что проведение ресурсных испытаний трех опытных ТВС в активной зоне реактора ВВР-К потребовало изменения конфигурации и состава активной зоны и, следовательно, проведения анализа безопасности испытаний. Результаты расчетов

*Шаймерденов А.А., Шаманин И.В., Прибатурин Н.А., Гизатулин Ш.Х., Колточник С.Н., Чекушина Л.В. Теплофизическое обоснование проведения ресурсных испытаний экспериментальных ТВС ВВР-КН в реакторе ВВР-К // Международный научный журнал «Альтернативная энергетика и экология» (ISJAEE). 2018;(10-12):23-33.



показали, что во время проведения ресурсных испытания трех опытных ТВС обеспечивается теплотехническая надежность активной зоны реактора ВВР-К.

Ключевые слова: ресурсные испытания; экспериментальная ТВС; реактор ВВР-К; низкообогащенное топливо.

THERMOPHYSICAL JUSTIFICATION TO CARRY OUT OF THE LTA LIFE TEST IN THE WWR-K REACTOR CORE

A.A. Shaimerdenov^{1,2}, I.V. Shamanin², N.A. Pribaturin^{3,4}
Sh.Kh. Gizatulin¹, S.N. Koltochnik¹, L.V. Chekushina¹

¹The Institute of Nuclear Physics, Ministry of Energy of the Republic of Kazakhstan

1 Ibragimov St., Almaty, 050032, Kazakhstan

тел.: +7(727)386-68-00; e-mail: info@inp.kz

²National Research Tomsk Polytechnic University

30 Lenin Ave., Tomsk, 634050, Russia

tel.: +7(3822)60-63-33, e-mail: aashaimerdenov@gmail.com

³The Institute of Thermophysics named S.S. Kutateladze SB RAS

1 Academic Lavrenteva Ave., Novosibirsk, 630090, Russia

⁴The Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences

52 Bolshaya Tulkaya St., Moscow, 115191, Russia

doi: 10.15518/isjaee.2018.10-12.023-033

Referred 15 January 2018 Received in revised form 1 February 2018 Accepted 12 February 2018

The paper deals with the results of computational and experimental research to justify the safety of life tests of the lead test assemblies with low-enriched fuel.

As a result of calculation studies conducted in the Institute of Nuclear Physics of the Republic of Kazakhstan, the eight-tube and five-tube fuel assemblies with thin-walled fuel elements (thickness 1.6 mm), later named FA VVR-KN, have been chosen for conversion of the WWR-K research reactor to LEU fuel (19.7% for uranium-235). The new fuel assembly has a developed surface of heat removal which makes it possible to create on its basis a compact core without increasing in flow rate of coolant and to improve the experimental reactor capabilities.

The paper presents the results of in-pile LTA test (three experimental LTA VVR-KN were manufactured at the Novosibirsk Chemical Concentrates Plant, Russia) to confirm the design characteristics and to verify the performance of new design of the fuel assemblies with low enriched uranium fuel. We have proven using calculations that the design characteristics of fuel assemblies can achieve in the core of the WWR-K reactor. The paper notes that the main difficulty of this research is the creation of the necessary test modes in the core of the WWR-K reactor because the power of the LTA is over two times higher than that of the regular fuel assembly of a reactor with highly enriched uranium fuel. We have determined that the life test of three LTA in the WWR-K reactor core requires a change in the configuration and composition of the core, and, consequently, the analysis of the test safety.

The calculation results have shown that the thermo-technical safety of the WWR-K reactor core is provided during the performance of the three LTA life test.

Keywords: life test; LTA; WWR-K reactor; low-enriched fuel.



Асет Абдуллаевич
Шаймерденов
Asset Shaimerdenov

Сведения об авторе: заведующий лабораторией, Республиканское государственное предприятие «Институт ядерной физики Республики Казахстан».

Образование: Казахский национальный университет имени аль-Фараби (2008 г.).

Область научных интересов: внутриреакторные испытания; безопасность ядерных реакторов; нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты активных зон.

Публикации: 30.

ORCID 0000-0002-4407-324X

Information about the author: Head of Laboratory, Republican State Enterprise the Institute of Nuclear Physics.

Education: Al-Farabi Kazakh National University, 2008.

Research interests: in-pile test; safety of research reactor; neutron-physical and thermal-hydraulic calculations.

Publications: 30.



Игорь Владимирович
Шаманин
Igor Shamanin

Сведения об авторе: д-р физ.-мат. наук, профессор, Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Физико-технический институт, кафедра «Техническая физика».

Образование: Томский политехнический университет (1985 г.).

Область научных интересов: ядерная физика и технологии.

Publications: 200.

h-index 5; Scopus 5; РИНЦ 8, WoS 5

Information about the author: D.Sc. in Physics and Mathematics, Professor, National Research Tomsk Polytechnic University.

Education: Tomsk Polytechnic University, 1985.

Research interests: nuclear physics and technology.

Publications: 200.



Николай Алексеевич
Прибатурин
Nikolay Pribaturin

Сведения об авторе: д-р физ.-мат. наук, профессор, Институт теплофизики им С.С. Кутаделадзе СО РАН / Институт безопасного развития атомной энергетики РАН.

Образование: Рыбинский государственный авиационный технический университет имени П.А. Соловьева (1975 г.).

Область научных интересов: теплофизика.

Publications: 250.

Information about the author: D.Sc. in Physics and Mathematics, Professor, The Institute of Thermophysics named S.S. Kutateladze SB RAS / The Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences.

Education: Rybinsk State Aviation Technical University named after P.A. Solovoyov, 1975.

Research interests: thermal physics.

Publications: 250.



Шамиль Хайрулович
Гизатулин
Shamil Gizatulin

Сведения об авторе: старший научный сотрудник, Республиканское государственное предприятие «Институт ядерной физики Республики Казахстан».

Образование: Казахский государственный университет имени С.М. Кирова (1969 г.).

Область научных интересов: внутриреакторные испытания; безопасность ядерных реакторов; нейтронно-физические расчеты активных зон.

Публикации: 100.

Information about the author: Senior Researcher, Republican State Enterprise the Institute of Nuclear Physics.

Education: Kirov Kazakh State University, 1972.

Research interests: in-pile test; safety of research reactor; neutron-physical calculations.

Publications: 110.



Светлана Нухимовна
Колточник
Svetlana Koltochnik

Сведения об авторе: канд. физ.-мат. наук, Республиканское государственное предприятие «Институт ядерной физики Республики Казахстан».

Образование: Казахский государственный университет имени С.М. Кирова (1969 г.).

Область научных интересов: расчеты по обоснованию безопасности ядерных реакторов; нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты активных зон.

Публикации: 100.

Information about the author: Ph.D. in Physics and Mathematics, Republican State Enterprise the Institute of Nuclear Physics.

Education: Kirov Kazakh State University, 1969.

Research interests: calculations for nuclear reactor safety substantiation; neutron-physical and thermal-hydraulic calculations.

Publications: 110.



Людмила Васильевна
Чекушина
Lyudmila Chekushina

Сведения об авторе: канд. физ.-мат. наук, Республиканское государственное предприятие «Институт ядерной физики Республики Казахстан».

Образование: Казахский государственный университет имени С.М. Кирова (1969 г.).

Область научных интересов: расчеты по обоснованию безопасности ядерных реакторов; нейтронно-физические расчеты активных зон.

Публикации: 100.

Information about the author: Ph.D. in Physics and Mathematics, Republican State Enterprise the Institute of nuclear physics

Education: Kirov Kazakh State University, 1969.

Research interests: calculations for nuclear reactor safety substantiation; neutron-physical calculations.

Publications: 110.



1. Введение

Водо-водяной реактор – это самый распространенный и один из самых безопасных типов реакторов, а использование «легкой» воды в качестве теплоносителя и замедлителя делает реактор относительно недорогим в эксплуатации. Поскольку топливо размещается в тепловыделяющих сборках (ТВС), которые бывают разной конструкции и изготавливаются из разных материалов, оболочка ТВС выступает первым и основным барьером перед выходом продуктов деления урана в активную зону реактора и далее в окружающую среду. Поэтому вопросы, связанные с обеспечением теплосъема, соблюдением теплового режима ТВС и условий безопасной эксплуатации ТВС и всей активной зоны в целом, являются актуальными и с точки зрения экологии.

В результате расчетных исследований специально для конверсии исследовательского реактора ВВР-К была разработана восьмитрубная ТВС с тонкостенными твэлами, впоследствии названная ТВС ВВР-КН [1–4]. Следующим и наиболее важным этапом перед постановкой ТВС новой конструкции на производство, в соответствии с действующими в Республике Казахстан нормативно-техническими документами, является проведение реакторных испытаний опытной партии ТВС на подтверждение их проектных характеристик. Целью реакторных испытаний была проверка работоспособности ТВС [5, 6].

Следует отметить, что проект конверсии реактора ВВР-К является международным проектом, в котором принимают участие специалисты научных организаций не только Казахстана, но России и США. При этом реакторные испытания разработанной специально для конверсии реактора ВВР-К новой конструкции ТВС были проведены впервые в мире.

Как правило, испытания такого типа проводятся в петлевых реакторах, где можно воссоздать режимы работы ТВС, близкие к натурным. Однако загруженность этих реакторов и количественные ограничения (испытания только одной ТВС) привели к поиску альтернативных вариантов. С помощью расчетов была показана возможность проведения таких испытаний в реакторах бакового типа, каким является реактор ВВР-К.

Основная трудность заключалась в создании необходимых режимов испытаний в активной зоне реактора ВВР-К в связи с тем, что мощность экспериментальной ТВС более чем в два раза превышает мощность штатной ТВС реактора. Для достижения проектных характеристик ТВС при испытаниях было предложено изменить конфигурацию и состав активной зоны реактора ВВР-К [7].

Другой важной задачей стало обеспечение безопасности проведения ресурсных испытаний опытной партии ТВС в активной зоне реактора ВВР-К.

Список обозначений	
<i>Буквы греческого алфавита</i>	
Δ	Размер шероховатости, мм
λ	Коэффициент гидравлического трения
ξ	Коэффициент местного сопротивления
Δp	Перепад давления, мм вод.ст.
ν	Кинематическая вязкость, м ² /с
ω	Скорость теплоносителя, м/с
<i>Буквы латинского алфавита</i>	
D	Гидравлический диаметр зазора, мм
g	Ускорение свободного падения, м/с ²
L	Длина зазора, мм
Re	Число Рейнольдса
S	Сечение, мм ²
<i>Индексы нижние</i>	
n	Узкое
w	Широкое
<i>Аббревиатуры</i>	
ВВР-К	Водо-водяной реактор «Казахстанец»
ВВР-КН	Водо-водяной реактор «Казахстанец» низкообогащенный
ВВР-Ц	Водо-водяной реактор центральный
ГЦН	Главный циркуляционный насос
МАГАТЭ	Международное агентство по атомной энергии
НИКИЭТ	Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала
РГП	Республиканское государственное предприятие
ТВС	Тепловыделяющая сборка
ЭТВС	Экспериментальная тепловыделяющая сборка

2. Теоретический анализ

Согласно стандартам безопасности МАГАТЭ, для любой ядерной установки во время ее эксплуатации, проектной аварии и, насколько это практически возможно, при запроектных авариях необходимо придерживаться трех фундаментальных принципов безопасности: 1) контроль реактивности; 2) теплоотвод от активной зоны; 3) удержание радиоактивных материалов и контроль эксплуатационных выбросов, а также ограничение аварийных выбросов [8–10].

Данная статья посвящена второму фундаментальному принципу безопасности, а именно, достаточности обеспечения надежного теплоотвода во время проведения ресурсных испытаний опытной партии ТВС.

Эффективным инструментом для обоснования безопасности являются компьютерные коды, в которых с помощью математического моделирования штатных и переходных процессов решаются системы дифференциальных уравнений.

Наибольшую опасность для легководных реакторов представляет режим пузырькового кипения на поверхности твэла, который приводит к расплавлению оболочки твэла и, соответственно, к выходу высокоактивных газообразных продуктов деления в теплоноситель первого контура реактора [11–13].

В рамках обоснования теплофизической безопасности проведения ресурсных испытаний экспериментальной ТВС в активной зоне реактора ВВР-К применялся компьютерный код PLTEMP [14, 15], разработанный Аргонской национальной лабораторией (США) и предназначенный для теплогидравлического анализа стационарного состояния активной зоны реактора. В расчетах использовался консервативный подход. Температура на входе в ТВС принималась равной 45 °С – это максимально возможная температура. Режим работы реактора считался допустимым, если коэффициент запаса до начала поверхностного кипения в наиболее энергонапряженной ТВС составлял не менее 1,45 по корреляции Форстера и Грейфа и не менее 1,3 по корреляции Бергелса и Розенау.

При проведении гидравлического расчета ТВС была условно разбита на три части по высоте [16–23]. Верхняя и нижняя части (головка и гребенка) имели сложную конструкцию – здесь происходило сужение или расширение потока теплоносителя, тогда как в активной части ТВС только силы трения в межтвэльных зазорах тормозили движение жидкости.

- Коэффициент местного сопротивления ξ для сжатия струи при переходе от широкого (S_w) сечения к узкому (S_n) определялся как $\xi = 0,5 (1 - S_n / S_w)$.

- Коэффициент местного сопротивления ξ для расширения струи при переходе от узкого сечения к широкому вычислялся по формуле: $\xi = (1 - S_n / S_w)^2$.

- Коэффициент местного сопротивления ξ для трения в межтвэльных 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, которая рекомендуется для труб некруглого сечения при турбулентном потоке жидкости: $\lambda = 0,11 (\Delta/D + 68/Re)^{0,25}$, где Δ – размер шероховатости (равный 0,005 мм); Re – число Рейнольдса (6 000÷25 000), которое вычислялось по формуле $Re = \omega wD/\nu$, где ω – скорость теплоносителя; ν – кинематическая вязкость.

- Перепад давления определялся по формуле Дарси-Вейсбаха (м вод.ст.): $\Delta p = \xi \cdot \omega^2 / 2g$.

3. Описание экспериментальной установки

Исследовательский реактор ВВР-К – это водородный реактор бакового типа с тепловым спектром нейтронов номинальной мощностью 6 МВт и обогащением по урану-235 36 %. В качестве теплоносителя и замедлителя выступает обессоленная вода, отражателя – обессоленная вода или бериллий [24].

По согласованию с разработчиком экспериментальных ТВС (НИКИЭТ, г. Москва) было принято решение о том, что испытания необходимо проводить на режимах работы ТВС ВВР-КН в составе активной зоны с низкообогащенным топливом.

Специально для этого было разработано облучательное устройство (рис. 1) из бериллия с внутренней полостью диаметром 141 мм [7].



Рис. 1 – Облучательное устройство
Fig. 1 – Irradiation device

Внутри облучательного устройства – решетка, в которую с шагом 68,3 мм устанавливаются три ЭТВС. Шаг решетки обеспечивает гарантированный зазор между ТВС в 2 мм, предназначенный для протока теплоносителя и, соответственно, теплосъема. Облучательное устройство имеет три канала для установки датчиков контроля температуры и плотности потока нейтронов во время облучения.

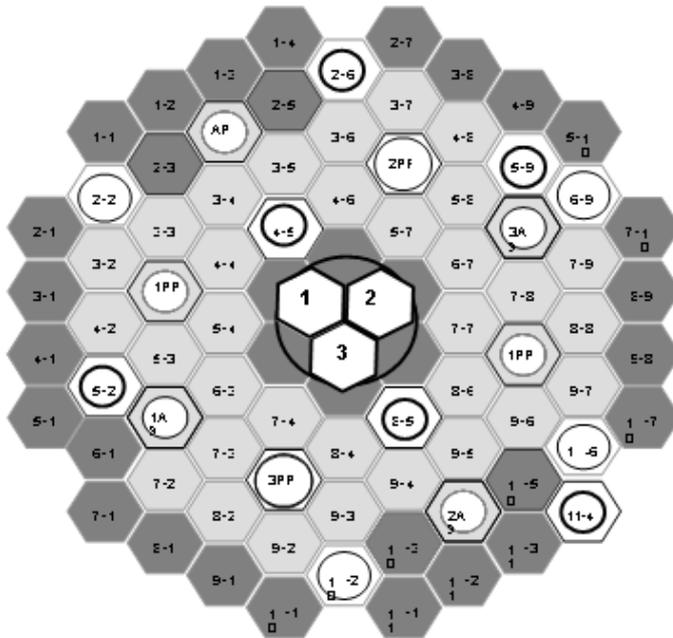
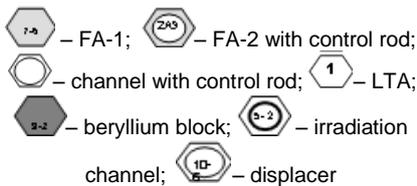
С целью повышения удельного энерговыделения в активной зоне, с периферии были удалены 23 ТВС,

а в центре активной зоны вместо шести ТВС и одного облучательного канала было установлено облучательное устройство из бериллия. Для компенсации потери реактивности в периферийные ячейки установлены бериллиевые блоки. Все это позволило повысить энерговыделение в экспериментальных ТВС. Картограмма активной зоны реактора ВВР-К при ресурсных испытаниях экспериментальных ТВС приведена на рис. 2.

Рис. 2 – Картограмма загрузки активной зоны реактора ВВР-К при ресурсных испытаниях экспериментальных ТВС:



Fig. 2 – WWR-K reactor core map during LTA life test:



Для того чтобы подтвердить адекватность данной схемы расчета гидравлических параметров испытаний экспериментальных ТВС, был разработан и изготовлен испытательный стенд [25]. На стенде были выполнены измерения перепада давления на облучательном устройстве с тремя ТВС. В экспериментах исследована зависимость перепада давления воды от расхода воды через облучательное устройство. Расчет перепада давления выполнен для восьми значений расхода теплоносителя, при которых проводился эксперимент.

4. Результаты и их обсуждение

Поскольку загрузка центрального облучательного устройства и блоков из бериллия в активную зону значительно изменила картину энергораспределения в активной зоне, были проведены детальные нейтронно-физические расчеты при помощи компьютерных кодов MCNP и MCU-REA, в которых для моделирования траектории движения нейтронов применялся метод Монте-Карло [26, 27].

В результате энерговыделение в наиболее энергонапряженной штатной ТВС равнялось 192 кВт. Средние значения энерговыделения в трёх экспериментальных ТВС составили: ТВС1 – 343,8 кВт; ТВС2 – 340,3 кВт; ТВС3 – 369,8 кВт. Коэффициент нерав-

номерности энергораспределения по высоте ТВС равен 1,33.

Расчетная зависимость перепада давления как функция расхода воды через облучательное устройство и экспериментальные данные, полученные на испытательном стенде, представлены на рис. 3.

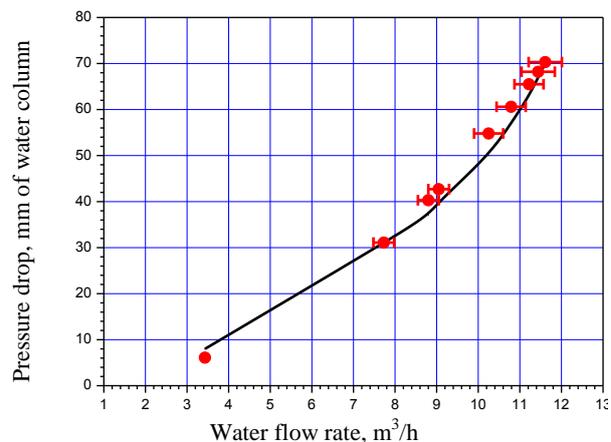


Рис. 3 – Зависимость перепада давления от расхода воды: линия – расчетные данные; точки – экспериментальные данные

Fig. 3 – Pressure drop versus flow rate: line – calculated data; points – experimental data



В связи тем, что на момент проведения экспериментов на испытательном стенде экспериментальные ТВС не были изготовлены, все измерения были выполнены с помощью сборки из полномасштабного макета облучательного устройства и трех макетов ТВС типа ВВР-Ц. Использование макетов ТВС ВВР-Ц не повлияло на результаты исследований, так как в

соответствующих расчетах учтены различия между ТВС ВВР-Ц и экспериментальными ТВС.

Результаты теплогидравлического расчета по определению теплового режима наиболее энергонапряженной экспериментальной ТВС приведены в табл. 1 [28–30]. В данном случае рассматривался сектор ТВС, обращенный к бериллию и облучательному каналу.

Результаты теплового расчёта наиболее энергонапряжённой ЭТВС
Results of thermal calculation of the hottest LTA

Таблица 1

Table 1

Параметр	Значение
Мощность реактора, МВт	6,0
Перепад давления на активной зоне, Па	17 000
Расход теплоносителя через активную зону, м ³ /ч	1 000
Давление теплоносителя на входе в активную зону, Па	1,35·10 ⁵
Температура теплоносителя на входе в активную зону, °С	45,0
Температура теплоносителя на выходе из ТВС, °С	68
Максимальное объемное энерговыделение в твэлах, МВт/м ³	1 503
Максимальная температура оболочки твэла, °С	87,7
Температура начала поверхностного кипения по Берглесу – Розенау, °С	113,8
Коэффициент запаса до начала поверхностного кипения	1,61

Распределение температуры оболочки и теплоносителя в самой энергонапряженной экспериментальной ТВС показано на рис. 4.

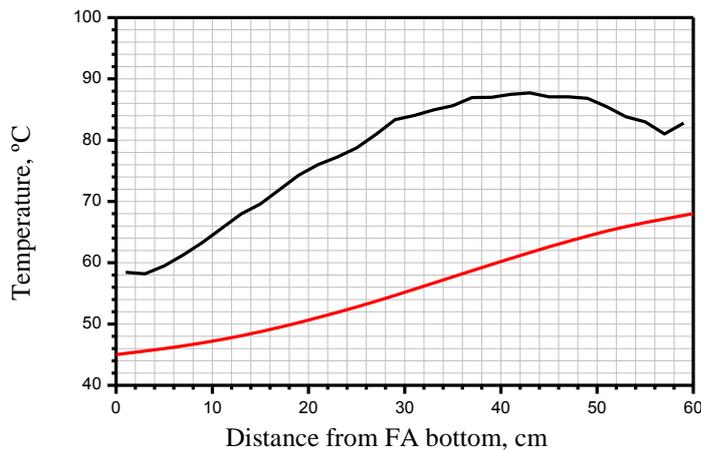


Рис. 4 – Аксиальное распределение максимальных температур оболочки и теплоносителя в ЭТВС при работе трех ГЦН (1 000 м³/ч): черная линия – температура оболочки; красная линия – температура теплоносителя
Fig. 4 – Axial distribution of the maximal clad and coolant temperatures in LTA under operation of the three main circulation pumps (1,000 m³/h): black line – clad temperature; red line – coolant temperature

Результаты теплофизического расчета наиболее энергонапряженной штатной ТВС приведены в табл. 2.

Результаты теплового расчёта наиболее энергонапряжённой штатной ТВС

Таблица 2

Table 1

Results of thermal calculation of the hottest regular FA

Параметр	Значение
Мощность реактора, МВт	6,0
Перепад давления на активной зоне, МПа	0,017
Расход теплоносителя через активную зону, м ³ /ч	1 000
Давление теплоносителя на входе в активную зону, МПа	0,135
Температура теплоносителя на входе в активную зону, °С	45
Температура теплоносителя на выходе из ТВС, °С	55,8
Максимальное объемное энерговыделение в твэлах, МВт/м ³	1328
Максимальная температура оболочки твэла, °С	74,3
Температура начала поверхностного кипения по Форстеру-Грейфу, °С	121,2
Коэффициент запаса до начала поверхностного кипения	2,60

Распределение температуры оболочки и теплоносителя в штатной ТВС показано на рис. 5.

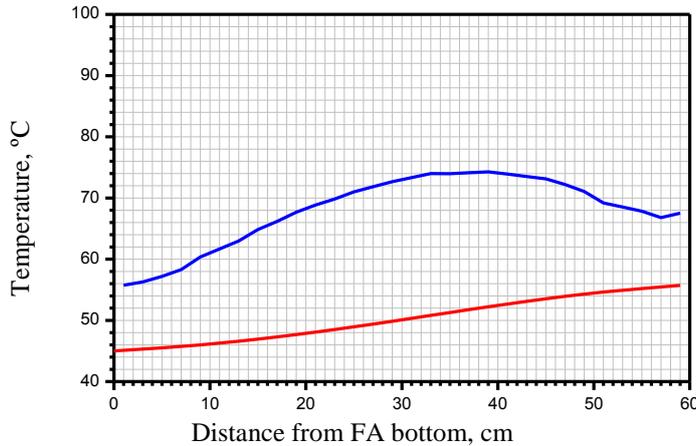


Рис. 5 – Аксиальное распределение максимальных температур оболочки и теплоносителя в штатной ТВС при работе трех ГЦН (1 000 м³/ч): синяя линия – температура оболочки; красная линия – температура теплоносителя
Fig. 5 – Axial distribution of the maximal clad and coolant temperatures in regular FA under operation of the three main circulation pumps (1,000 m³/h): blue line – clad temperature; red line – coolant temperature

На основе данных таблиц 1 и 2 можно сделать вывод о том, что, несмотря на изменение конфигурации и состава активной зоны, превышения допустимых режимов работы ТВС не происходит.

Тепловой расчет показал, что максимальное значение температуры оболочки экспериментальной ТВС приходится на внешнюю стенку второго твэла и составляет 87,7 °С, а максимальная температура теплоносителя приходится на верхнюю часть зазора между первым и вторым твэлами экспериментальной ТВС и составляет 68 °С. При этом

коэффициент запаса до начала пузырькового кипения равен 1,61, тогда как минимально допустимое значение – 1,3.

Расчетным путем было определено нижнее значение расхода теплоносителя через активную зону (785 м³/ч), начиная с которого температуры стенок твэлов (97,7 °С) и теплоносителя (75 °С) в межтвэльных зазорах, а также значения коэффициента запаса до начала пузырькового кипения (1,31) становятся безопасными. Графическое изображение результатов расчета показано на рис. 6.

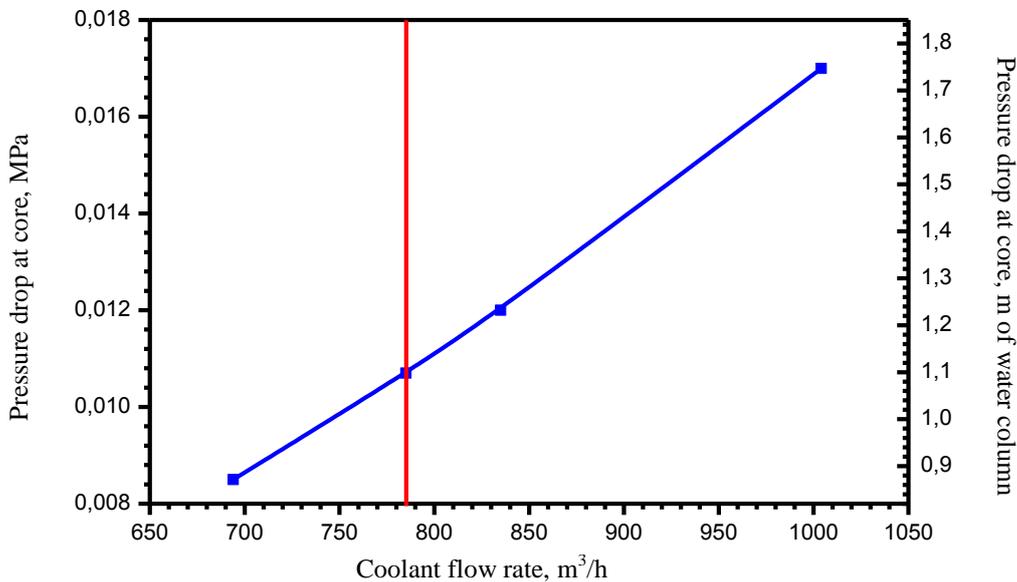


Рис. 6 – Перепад давления по активной зоне как функция расхода теплоносителя в активной зоне: справа от красной линии коэффициент до начала пузырькового кипения выше 1,3
Fig. 6 – Core pressure drop versus coolant flow rate: on the right of red line the onset nuclear boiling is higher than 1.3

На рис. 6, справа от вертикальной красной линии находится область, где коэффициент запаса до начала поверхностного кипения выше 1,3. При расходе теплоносителя через активную зону выше 785 м³/ч

обеспечивается необходимый теплоотвод от ТВС и не нарушаются пределы безопасной эксплуатации реактора ВВР-К.



5. Заключение

Расчетно-экспериментальные исследования по обоснованию безопасности проведения ресурсных испытаний опытной партии ТВС в активной зоне реактора ВВР-К показали, что даже при консервативном подходе превышения допустимых режимов работы как штатной, так и экспериментальной ТВС не происходит. При работе трех главных циркуляционных насосов, которые обеспечивают расход теплоносителя через активную зону на уровне 1 000 м³/ч, кризисов теплообмена в самых энергонапряженных ТВС (штатной и экспериментальной) не возникает, а именно, температуры стенок твэлов и теплоносителя остаются ниже допустимых пределов (температура плавления алюминиевого сплава ~ 660 °С и температура кипения воды при атмосферном давлении ~ 97 °С).

Впоследствии были получены реальные экспериментальные значения во время ресурсных испытаний трех экспериментальных ТВС в активной зоне реактора ВВР-К, которые хорошо согласуются с результатами расчетных исследований [31].

Благодарности

Авторы статьи выражают огромную благодарность сотрудникам лаборатории проблем безопасности атомной энергии РГП «Институт ядерной физики» за помощь в проведении нейтронно-физических и теплофизических расчетов, а также в разработке испытательного стенда и проведении экспериментов на этом стенде.

Acknowledgments

The authors express their great gratitude to the employees of the Laboratory of Atomic Energy Safety Issues of the RSE "Institute of Nuclear Physics" for their support in carrying out neutron-physical and thermophysical calculations, as well as in the development of a test bench and conducting experiments on it.

Список литературы

- [1] Аринкин, Ф.М. Feasibility Study of the WWR-K Reactor Conversion to Low-Enriched Fuel / Ф.М. Аринкин [и др.] // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: труды международной конференции. – Вена, 2004. – С. 5.
- [2] Аринкин, Ф.М. Feasibility Analysis for Conversion of the WWR-K Reactor Using an Eight-Tube Uranium Dioxide Fuel Assembly / Ф.М. Аринкин [и др.] // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: труды международной конференции. – Бостон, 2005. – С. 117.
- [3] Аринкин, Ф.М. Characteristics of the WWR-R reactor core with low-enriched uranium dioxide fuel / Ф.М. Аринкин [и др.] // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: труды международной конференции. – Кейптаун, 2006. – С. 47.
- [4] Аринкин, Ф.М. Feasibility study of WWR-K reactor conversion to low-enriched fuel / Ф.М. Аринкин

[и др.] // Менеджмент топлива исследовательских реакторов: труды международной конференции. – София, 2006. – С. 56.

[5] Аринкин, Ф.М. Plan of WWR-K Conversion to LEU Fuel / Ф.М. Аринкин [и др.] // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: труды международной конференции. – Пекин, 2009. – С. 30.

[6] Аринкин, Ф.М. План конверсии активной зоны реактора ВВР-К с использованием низкообогащенного топлива / Ф.М. Аринкин [и др.] // Ядерная и радиационная физика: труды международной конференции. – Алматы, 2009. – С.189–190.

[7] Аринкин, Ф.М. Изменение конфигурации активной зоны исследовательского реактора ВВР-К с целью повышения энергонапряженности экспериментальных топливных сборок при их ресурсных испытаниях / Ф.М. Аринкин [и др.] // Известия ВУЗов. Серия Физика. – 2015. – Т. 58. – № 2/2. – С. 184–190.

[8] IAEA Safety Standards Series, Safety of Nuclear Power Plants: Design. – V.: IAEA, 2000. – 91 p.

[9] IAEA Safety Standards, Safety of Nuclear Power Plants: Design, SSR-2/1. – V.: IAEA, 2016. – 99 p.

[10] IAEA Safety Standards Series, Safety of Research Reactors, SSR-3. – V.: IAEA, 2016. – 152 p.

[11] Шараевский, Г.И. Методология определения режима начала кипения в тепловыделяющих сборках твэлов путем анализа акустического шума // Ядерная и радиационная безопасность. – 2016. – № 3(71). – С. 48–55.

[12] Шараевский, И. Г. Актуальные проблемы теплофизики проектных и тяжелых аварий ядерных энергоблоков / И. Г. Шараевский [и др.] // Ядерная и радиационная безопасность. – 2016. – № 2(70). – С. 32–36.

[13] Коньшин, В.И. Верификация данных по кризису теплоотдачи в ТВС реакторов типа ВВЭР, полученных расчетным путем / В.И. Коньшин, В.А. Савоник // Энергетика: экономика, технологии, экология. – 2013. – № 1. – С. 96–103.

[14] Arne P. Olson A Users Guide to the PLTEMP/ANL V3.5 Code / Arne P. Olson, M. Kalimullah. – A.: Argonne National Laboratory, 2008. – 184 p.

[15] Kalimullah, M. Verification and Validation of the PLTEMP/ANL Code for Thermal-Hydraulic Analysis of Experimental and Test Reactors / M. Kalimullah [et al.]. – A.: 2015. – 1 408 p.

[16] Примеры расчетов по гидравлике / под ред. А.Д. Альтшуля. – М.: Стройиздат, 1977. – 248 с.

[17] Киселев, П.Г. Справочник по гидравлическим расчетам / П.Г. Киселев. – М.: Энергия, 1972. – 312 с.

[18] Идельчик, И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям / И.Е. Идельчик. – М.: Машиностроение, 1975. – 560 с.

[19] Чиркин, В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники / В.С. Чиркин. – М.: Атомиздат, 1968. – 485 с.



[20] Коротких, А.Г. Основы гидродинамики и теплообмена в ядерных реакторах: учебное пособие / А.Г. Коротких, И.В. Шаманин. – Т.: ТГУ, 2007. – 117 с.

[21] Кутателадзе, С.С. Справочник о теплопередаче / С.С. Кутателадзе, В.М. Боришанский – М.: Государственное энергетическое издательство, 1958. – 418 с.

[22] Кириллов, П.Л. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы) / П.Л. Кириллов, Ю.С. Юрьев, В.П. Бобков. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 360 с.

[23] Ривкин, С.Л. Термодинамические свойства воды и водяного пара: справочник / С.Л. Ривкин, А.А. Александров. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 80 с.

[24] Возобновление эксплуатации реактора ВВР-К / под ред. Ж.Р. Жотабаева. – А.: А.о.ИАЭ НЯЦ РК, 1998. – 248 с.

[25] Бейсебаев А.О. Стенд для исследования гидравлических характеристик макетов тепловыделяющих сборок / А.О. Бейсебаев [и др.] // Мир научных исследований. – 2011. – № 8–9. – С. 32–36.

[26] Абагян Л.П. Программа MCU-REA с библиотекой ядерных констант DLC/MCUDAT - 2.1 / Л.П. Абагян [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Физика атомных реакторов». – 2001. – № 3. – С. 55–62.

[27] Briesmeister, J.F. MCNP/4B General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A / LA: 1994. – Los Alamos National Laboratory, LA-12625-M. – 741 p.

[28] Arinkin, F. Start of low-enriched fuel lead test assemblies in the WWR-K reactor core / F. Arinkin [et al.] // Снижение обогащения исследовательских и материаловедческих реакторов: труды международной конференции. – Сантьяго, 2011 – С. 82.

[29] Аринкин, Ф.М. Первый этап испытаний экспериментальных тепловыделяющих сборок с низкообогащенным топливом в активной зоне реактора ВВР-К – результаты и выводы / Ф.М. Аринкин [и др.] // Вопросы атомной науки и техники. Серия Физика ядерных реакторов. – 2012. – №3. – С. 74–80.

[30] Arinkin, F. Results of the trial of lead test assemblies in the WWR-K reactor / F. Arinkin [et al.] // Управление топливом исследовательских реакторов: труды международной конференции – Любляна, 2014 – С. 227–233.

[31] Аринкин, Ф.М. Результаты испытаний опытных ТВС в активной зоне реактора ВВР-К / Ф.М. Аринкин [и др.] // Известия Томского политехнического университета. – 2014. – Т. 325. – № 4. – С. 6–15.

References

[1] Arinkin F.M., Gizatulin Sh.Kh., Zhotabayev Zh.R., Kadyrzhanov K.K., Koltochnik S.N., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Zhantikin T.M., Talanov S. Feasibility Study of the WWR-K Reactor Conversion to Low-Enriched Fuel. *Reduced enrichment of research*

and test reactors: proceedings of international conference, Vienna, 2004, p. 5.

[2] Arinkin F.M., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Dobrikova I., Gizatulin Sh.Kh., Kadyrzhanov K.K., Koltochnik S.N., Nasonov V., Taliev A., Vatulin A., Zhotabayev Zh.R., Hanan N. Feasibility Analysis for Conversion of the WWR-K Reactor Using an Eight-Tube Uranium Dioxide Fuel Assembly. *Reduced enrichment of research and test reactors: proceedings of international conference*, Boston, 2005, p. 117.

[3] Arinkin F.M., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Gizatulin Sh.Kh., Kadyrzhanov K.K., Kartashev K., Koltochnik S.N., Lukishev V., Nasonov V., Romanova N.K., Taliev A., Zhotabayev Zh.R. Characteristics of the WWR-R reactor core with low-enriched uranium dioxide fuel. *Reduced enrichment of research and test reactors: proceedings of international conference*, Cape town, 2006, p.47.

[4] Arinkin F.M., Gizatulin Sh.Kh., Zhotabayev Zh.R., Kadyrzhanov K.K., Koltochnik S.N., Nasonov V.A., Chakrov P.V., Chekushina L.V. Feasibility study of WWR-K reactor conversion to low-enriched fuel. *Research reactor fuel management: proceedings of international conference*, Sofia, 2006, p. 56.

[5] Arinkin F.M., Gizatulin Sh.Kh., Koltochnik S.N., Tuleushev A.Zh., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Garner P., Hanan N., Roglans-Ribas D. Plan of WWR-K Conversion to LEU Fuel. *Reduced enrichment of research and test reactors: proceedings of international conference*, Beijing, 2009, p. 30.

[6] Arinkin F.M., Gizatulin Sh.Kh., Koltochnik S.N., Tuleushev A.Zh., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Garner P., Hanan N., Roglans-Ribas D. Plan for conversion of the core of the WWR-K reactor to low-enriched fuel (Plan konversii aktivnoi zony reaktora VVR-K s ispol'zovaniem nizkoobogashchennogo topliva). *Nuclear and radiation physics: proceedings of international conference*, Almaty, 2009, pp.189–190 (in Russ.).

[7] Arinkin F.M., Gizatulin Sh.Kh., Koltochnik S.N., Chekushina L.V., Shaimerdenov A.A., Shamanin I.V. WWR-K research reactor core configuration changes in order to increase LTA power during life test (Izmenenie konfiguratsii aktivnoi zony issledovatel'skogo reaktora VVR-K s tsel'yu povysheniya energonapryazhennosti eksperimental'nykh toplivnykh sborok pri ikh resursnykh ispytaniyakh). *Russian Physics Journal*, 2015;58(2/2):184–190 (in Russ.).

[8] IAEA Safety Standards Series, Safety of Nuclear Power Plants: Design, Vienna: IAEA, 2000, 91 p.

[9] IAEA Safety Standards, Safety of Nuclear Power Plants: Design, SSR-2/1, Vienna: IAEA, 2016, 99 p.

[10] IAEA Safety Standards Series, Safety of Research Reactors, SSR-3, Vienna: IAEA, 2016, 152 p.

[11] Sharaevskiy G.I. Methodology for determining the boiling-point regime in fuel assemblies by analyzing acoustic noise (Metodologiya opredeleniya rezhima nachala kipeniya v teplovyydel'yayushchikh sborkakh tvelov putem analiza akusticheskogo shuma), *Nuclear and radiation physics*, 2016;3(71):48–55 (in Russ.).



- [12] Sharaevskiy I.G., Fialko N.M., Nosovskii A.V., Zimin L.B., Sharaevskiy G.I. Actual problems of thermal physics of design and heavy accidents of nuclear power units (Aktual'nye problemy teplofiziki proektnykh i tyazhelykh avarii yadernykh energoblokov). *Nuclear and radiation safety*, 2016;2(70):32–36 (in Russ.).
- [13] Konshin V.I. Verification of data on the heat transfer crisis in fuel assemblies of VVER-type reactors obtained by calculation (Verifikatsiya dannykh po krizisu teplootdachi v TVS reaktorov tipa VVER, poluchennykh raschetnym putem). *Energy: economic, technology, ecology*, 2013;1:96–103 (in Russ.).
- [14] Olson A.P., Kalimullah A. Users Guide to the PLTEMP/ANL V3.5 Code. – A.: Argonne National Laboratory, 2008, 184 p.
- [15] Kalimullah M., Olson A.P., Feldman E.E., Hanan N., Dionne B. Verification and Validation of the PLTEMP/ANL Code for Thermal-Hydraulic Analysis of Experimental and Test Reactors – A.: 2015, 1 408 p.
- [16] Altshyl A.D. Examples of calculations for hydraulics (Primery raschetov po gidravlike), Moscow: Stroiizdat Publ., 1977, 248 p. (in Russ.).
- [17] Kiselev P.G. Handbook of Hydraulic Calculations (Spravochnik po gidravlicheskim raschetam). Moscow: Energiya Publ., 1972, 312 p (in Russ.).
- [18] Idelchik I.E. Handbook of hydraulic resistance (Spravochnik po gidravlicheskim soprotivleniyam). Moscow: Mashinostroenie Publ., 1975: 560 p (in Russ.).
- [19] Chirkin V.S. Thermophysical properties of nuclear materials (Teplofizicheskie svoystva materialov yadernoi tekhniki). Moscow: Atomizdat Publ., 1968: 485 p (in Russ.).
- [20] Korotkih A.G., Shamanin I.V. Fundamentals of Hydrodynamics and Heat Transfer in Nuclear Reactors: A Training Manual (Osnovy gidrodinamiki i teploobmena v yadernykh reaktorakh: uchebnoe posobie). Tomsk: TSU Publ., 2007: 117 p (in Russ.).
- [21] Kutateladze S.S., Borishanskii V.M. Handbook of heat transfer (Spravochnik o teploperedache). Moscow: Gosudarstvennoe energeticheskoe izdatel'stvo Publ., 1958: 418 p (in Russ.).
- [22] Kirillov P.L., Uriev U.S., Bobkov V.P. Handbook of thermohydraulic calculations (nuclear reactors, heat exchangers, steam generators) (Spravochnik po teplogidravlicheskim raschetam (yadernye reaktory, teploobmenniki, parogeneratory). Moscow: Energoatomizdat Publ., 1990: 360 p (in Russ.).
- [23] Rivkin S.L., Alexandrov A.A. Thermodynamic properties of water and water vapor: a handbook (Termodinamicheskie svoystva vody i vodyanogo para: spravochnik). Moscow: Energoatomizdat Publ., 1984: 80 p (in Russ.).
- [24] Zhotabayev Zh.R. Restarting of operation of the VVR-K reactor (Vozobnovlenie ekspluatatsii reaktora VVR-K). Almaty: A.o.IAE NYATS RK Publ., 1998: 248 p (in Russ.).
- [25] Beisebayev A.O., Blynskii P.A., Gizatulin Sh.Kh., Dyussambayev D.S., Kiselev K.S., Koltsochnik S.N., Shaimerdenov A.A. A bench for studying the hydraulic characteristics of fuel assembly mockups (Stend dlya issledovaniya gidravlicheskih kharakteristik maketov teplovydelyayushchikh sborok). *World of scientific research*, 2011;8–9:32–36 (in Russ.).
- [26] Abagyan L.P. Alexeev N.I., Glushkov A.E., Gomin E.A., Gurevich M.I., Kalugin M.A., Maurov L.V., Marin S.V., Shkarovskii D.A., Udkevch M.S. MCU-REA program with DLC / MCUDAT - 2.1 library of nuclear constants (Programma MCU-REA s bibliotekoi yadernykh konstant DLC/MCUDAT - 2.1). *Atomic science and techniques issues: physics of atomic reactors*, 2001;3:55–62 (in Russ.).
- [27] Briesmeister J.F. MCNP/4B General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A / LA: 1994. Los Alamos National Laboratory, LA-12625-M, 741 p.
- [28] Arinkin F. Chakrov P.V., Chekushina L.V., Gizatulin Sh.Kh., Koltsochnik S.N., Nakipov D., Romanova N.K., Shaimerdenov A.A., Zhotabaev Zh.R. Start of low-enriched fuel lead test assemblies in the WWR-K reactor core. *Reduced enrichment of research and test reactors: proceedings of international conference*, Santiago, 2011, p. 82.
- [29] Arinkin F.M., Gizatulin Sh.Kh., Koltsochnik S.N., Nakipov D.A., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Shaimerdenov A.A. The first stage of testing experimental fuel assemblies with low-enriched fuel in the core of the VVR-K reactor – results and conclusions (Pervyi etap ispytaniy eksperimental'nykh teplovydelyayushchikh sborok s nizkoobogashchennym toplivom v aktivnoi zone reaktora VVR-K – rezul'taty i vyvody). *Atomic science and techniques issues: physics of atomic reactors*, 2012;3:74–80 (in Russ.).
- [30] Arinkin F., Chakrov P., Chekushina L., Gizatulin Sh., Koltsochnik S., Shaimerdenov A. Results of the trial of lead test assemblies in the WWR-K reactor. *Research reactor fuel management: proceedings of international conference*, Ljubljana, 2014, pp. 227–233.
- [31] Arinkin F.M., Chakrov P.V., Chekushina L.V., Gizatulin Sh.Kh., Koltsochnik S.N., Nakipov D.A., Shaimerdenov A.A., Shamanin I.V. Results of the trial of lead test assemblies in WWR-K reactor (Rezul'taty ispytaniy opytnykh teplovydelyayushchikh sborok v aktivnoi zone reaktora VVR-K). *Bulletin of Tomsk Polytechnic University*, 2014;325(4):6–15 (in Russ.).

Транслитерация по BSI

