

# РАСЧЕТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПЕРЕВОДА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МИР НА НИЗКООБОГАЩЕННОЕ ТОПЛИВО

**А.Л. Ижutow, С.В. Майнсков, В.В. Пименов, В.А. Старков, В.Е. Федосеев**  
*ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия*



Представлены результаты расчетного исследования возможности конверсии реактора МИР на низкообогащенное урановое топливо (НОУ-топливо). Было рассмотрено два типа НОУ-топлива с обогащением 19,7%: на основе диоксида урана и на основе сплава U9%Mo. По результатам нейтронно-физических и термогидравлических расчетов показано, что при конверсии произойдет незначительное уменьшение флюенса быстрых нейтронов на оболочках экспериментальных твэлов (4–6%) и существенное уменьшение годовой потребности ТВС (на 30–33%) и годового расхода  $^{235}\text{U}$  (8–12%). Однако общее потребление урана при этом возрастет примерно в четыре раза. Показано также, что при переходе на НОУ-топливо показатели эксплуатационной надежности (эффективность органов СУЗ, запасы до начала кипения, кризиса теплообмена и др.) не ухудшаются. В заключение сделан вывод о принципиальной возможности перевода реактора МИР на НОУ-топливо при несущественных изменениях экспериментальных возможностей реактора.

**Ключевые слова:** конверсия, обогащение, топливо, исследовательский реактор МИР.  
**Key words:** conversion, enrichment, fuel, MIR research reactor.

## ВВЕДЕНИЕ

Перевод исследовательских реакторов на топливо из низкообогащенного урана (НОУ) является одной из целей Программы конверсии реакторов (RERTR) в рамках Глобальной инициативы по снижению угрозы (GTRI). К настоящему времени между Национальной администрацией по ядерной безопасности Министерства энергетики США и Федеральным агентством по атомной энергии России (Росатом) достигнута договоренность по изучению технической возможности перевода шести Российских исследовательских реакторов на НОУ-топливо, одним из которых является реактор МИР.

Реакторная установка (РУ) МИР расположена на территории ОАО «ГНЦ-Научно-исследовательский институт атомных реакторов» в г. Димитровграде. Основное ее назначение – испытание материалов, изделий и экспериментальных ТВС, исследование режимов эксплуатации и отработка технологии теплоносителя перспективных ядерных реакторов нового поколения.

По физическим особенностям МИР – это гетерогенный реактор на тепловых нейтронах с водяным теплоносителем, с замедлителем и отражателем из металлического бериллия. Его конструктивная особенность состоит в том, что каждая рабочая тепловыделяющая сборка (РТВС) размещена в отдельном канале, а каналы расположены в бас-

© А.Л. Ижutow, С.В. Майнсков, В.В. Пименов, В.А. Старков, В.Е. Федосеев, 2013

сейне с водой. Такое решение позволяет совместить основные преимущества бассейновых и канальных реакторов.

В качестве топлива в реакторе МИР используют высокообогащенный уран.

Основная задача расчетного исследования конверсии реактора МИР на НОУ-топливо заключалась в получении сравнительных характеристик активной зоны реактора с высокообогащенным урановым (ВОУ) топливом и НОУ-топливом с последующим определением возможности самой конверсии [1].

### **КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ РЕАКТОРА МИР**

Активную зону реактора (рис. 1) формируют из шестигранных блоков бериллиевой кладки, по оси которых установлены прямооточные циркониевые каналы для размещения в них рабочих и экспериментальных ТВС. Ее структура выбрана из условия минимального взаимного влияния соседних испытываемых устройств друг на друга, для чего каждый канал с исследуемым изделием окружен шестью каналами с рабочими ТВС.

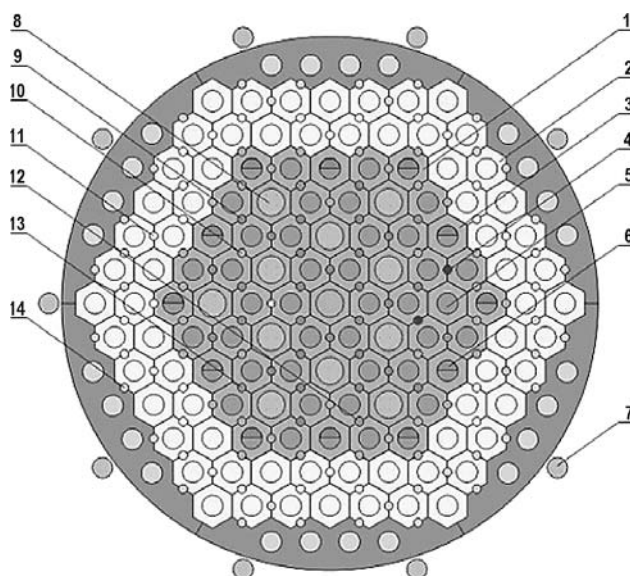


Рис. 1. Картосхема реактора МИР: 1 – Ве-блок активной зоны; 2 – Ве-блок отражателя; 3 – Ве-блок петлевого канала; 4 – стержень АР; 5 – рабочий канал; 6 – канал с дозагрузкой; 7 – ионизационная камера; 8 – петлевого канала; 9 – стержень АЗ-КС; 10 – Ве-пробка активной зоны; 11 – Ве-пробка отражателя; 12 – труба СУЗ; 13 – труба СУЗ с заглушкой; 14 – Al-пробка

Бериллиевая кладка активной зоны и отражателя собрана по треугольной решетке из 127-ми шестигранных блоков с размером под ключ 148,5 мм и шагом 150 мм. Центральные четыре ряда Ве-блоков выполняют функции замедлителя, внешние два ряда – отражателя.

Для обеспечения аварийной защиты, регулирования мощности, компенсации реактивности и создания в каждом экспериментальном канале необходимого режима испытания в активной зоне, на стыке граней бериллиевых блоков размещены рабочие органы регулирования системы управления и защиты – стержни АЗ-КС и АР. Кроме того, для компенсации реактивности используют 12 компенсаторов с топливной догрузкой (КД), которые расположены по оси бериллиевых блоков четвертого ряда кладки активной зоны.

Реактор эксплуатируют в режиме частичных перегрузок топлива. После каждой кампании в активную зону загружают свежие рабочие ТВС в количестве, необходимом для обеспечения запаса реактивности для очередной кампании.

Рабочая ТВС реактора МИР (рис. 2) состоит из четырех кольцевых коаксиально расположенных твэлов. Каждый твэл представляет собой трехслойную трубу, в которой топливный слой с обеих сторон заключен в оболочку из алюминиевого сплава. В качестве топлива использован диоксид урана, диспергированный в алюминиевую матрицу.

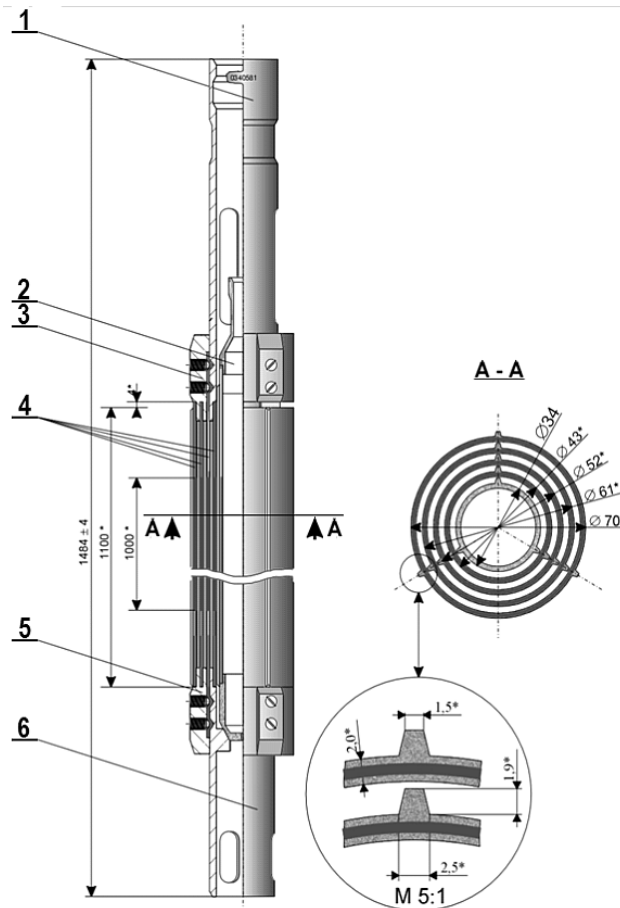


Рис. 2. Рабочая ТВС: 1 – головка; 2 – вытеснитель; 3 – гребенка верхняя; 4 – твэлы; 5 – гребенка нижняя; 6 – ножка

### ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТОВ

Для получения сравнительных результатов расчета были определены общие для всех типов топлива исходные характеристики активной зоны реактора МИР:

- референтная (базовая) конфигурация активной зоны;
- глубина погружения рабочих органов СУЗ;
- относительное распределение массы  $^{235}\text{U}$  по активной зоне в начале кампании;
- мощность реактора (40 МВт);
- продолжительность кампании реактора (14 суток).

Референтная конфигурация активной зоны, выбранная исходя из опыта эксплуатации реактора, изображена на рис. 3. В петлевых каналах расположены либо экспериментальные ТВС, либо бериллиевые пробки (Be-пробки). Один петлевой канал заполнен водой. В остальных ячейках активной зоны размещены рабочие ТВС, а также компенсаторы реактивности с топливной догрузкой. Референтное значение потоков быстрых нейтронов определяли на оболочках твэлов, размещенных в петлевом канале, вы-

деленном на картограмме. В качестве экспериментальной ТВС (ЭТВС) была задана кассета с 19-тью твэлами ВВЭР, расположенными по треугольной решетке. Обогащение урана по  $^{235}\text{U}$  в топливе твэлов ВВЭР равно 3,6 %. Шестигранный чехол ЭТВС изготовлен из сплава Э110.

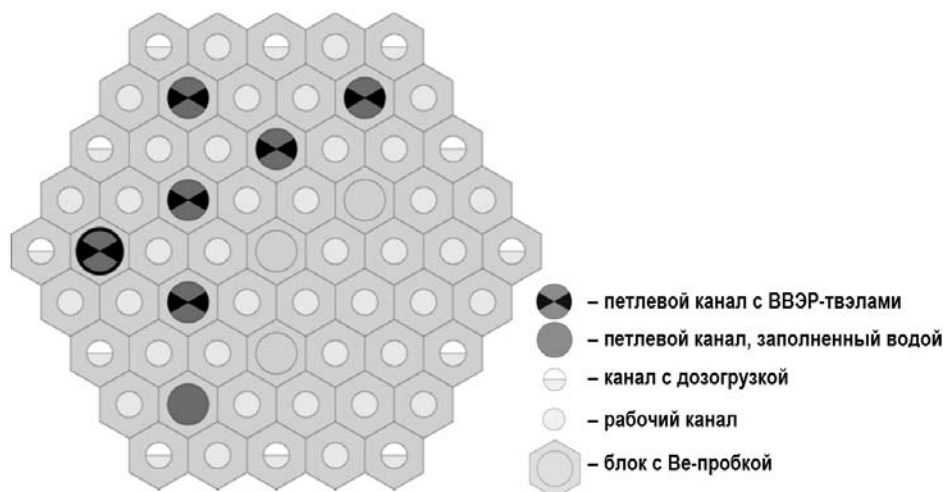


Рис. 3. Картограмма референтной активной зоны

Были рассмотрены два варианта НОУ-топлива: оксидное  $\text{UO}_2$  и сплав  $\text{U9\%Mo}$ . По предварительным оценкам для сохранения запаса реактивности загрузка  $^{235}\text{U}$  в ТВС с НОУ-топливом должна составлять примерно 460 г. Обеспечить такое содержание  $^{235}\text{U}$  предлагается при помощи увеличения

- содержания топлива в сердечнике (для обоих типов топлива);
- толщины топливного сердечника (для обоих типов топлива);
- числа твэлов (только для  $\text{UO}_2$ ).

Основные сравнительные геометрические и технологические характеристики ТВС с ВОУ- и НОУ-топливом представлены в табл. 1 и на рис. 4.

Таблица 1

**Сравнительные характеристики ТВС с ВОУ- и НОУ-топливом**

Параметр	ВОУ	НОУ-1	НОУ-2
Вид топлива	$\text{UO}_2$	$\text{UO}_2$	$\text{U9\%Mo}$
Обогащение по $^{235}\text{U}$ , %	90	19,7	19,7
Диаметр ТВС, мм	70		
Высота топливной части твэлов, мм	1000		
Толщина твэла, мм	2		
Ширина межтвэльного зазора, мм	2,5		
Количество твэлов в ТВС	4	6	4
Общая поверхность теплосъема, $\text{м}^2$	1,37	1,72	1,37
Масса $^{235}\text{U}$ в ТВС, г	350	460	460
Плотность сердечника, $\text{г/см}^3$			
– по $^{235}\text{U}$	0,91	0,57	1,02
– по U	1,01	2,90	5,16
Объемная доля топлива в сердечнике, отн. ед.	0,11	0,317	0,33

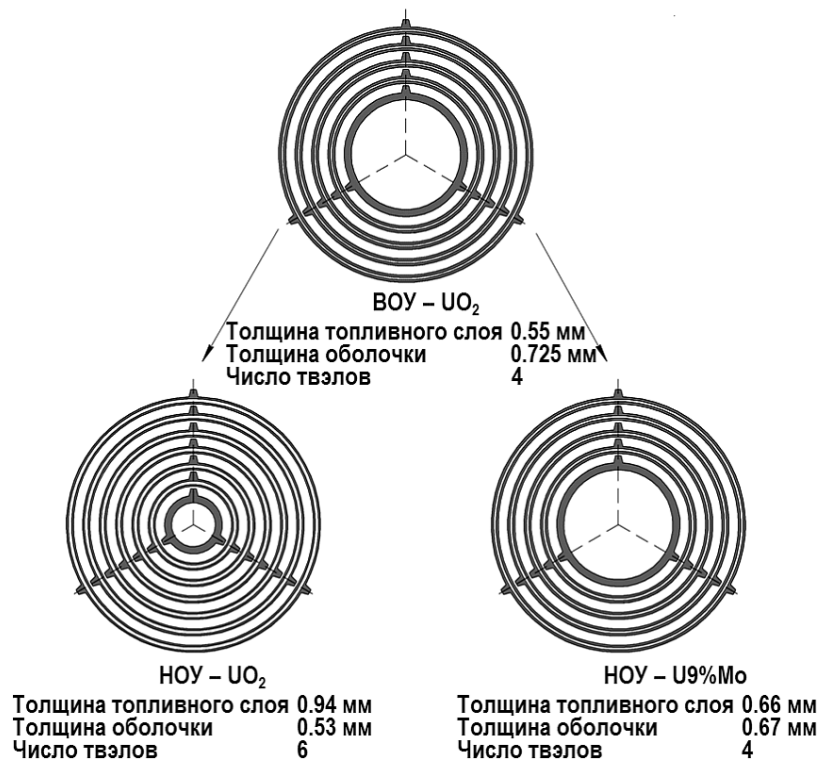


Рис. 4. Поперечное сечение ТВС с VOY- и HOY-топливом

В случае использования оксидного HOY-топлива обеспечить загрузку <sup>235</sup>U 460 г только за счет увеличения плотности и толщины сердечника невозможно. Это ограничивается предельным значением плотности UO<sub>2</sub> в сердечнике, которая может быть технологически реализована при изготовлении твэлов. Поэтому в ТВС с таким топливом число твэлов увеличено до шести с соответствующим изменением геометрии внутреннего вытеснителя. Для сплава U9%Mo загрузка <sup>235</sup>U может быть обеспечена без изменения количества твэлов в ТВС.

### НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

Для решения задач, связанных с определением характеристик активной зоны с VOY- и HOY-топливом, была разработана детальная нейтронно-физическая расчетная модель с использованием кода MCU-RR (Monte Carlo Universal – Research Reactor) [2]. Код MCU-RR2 предназначен для расчета функционалов потока нейтронов и фотонов в исследовательских ядерных реакторах методом Монте-Карло на основании оцененных ядерных данных без внесения каких-либо дополнительных приближений в описание геометрии рассматриваемой системы и физики взаимодействия частиц с веществом. Изменения в нуклидном составе топлива учитывались с помощью модуля выгорания BURNUP [3].

Полученные в результате расчетов характеристики активных зон с VOY- и HOY-топливом представлены в табл. 2.

Анализ результатов расчетов показывает, что при переходе на HOY-топливо происходит увеличение продолжительности цикла топлива и, как следствие, увеличение глубины его выгорания в выгружаемых ТВС. Снижение темпа потери реактивности обусловливается, в основном, увеличением массы <sup>235</sup>U в активной зоне. Эффективность РО СУЗ и запас реактивности изменяются при этом в диапазоне 3–4%. Последний параметр в таблице, характеризующий способность обеспечить необходимую мощность в петле-

вом канале за счет мощности окружающих ТВС, изменяется незначительно, поэтому заданная мощность ЭТВС обеспечивается при практически одинаковой мощности рабочих ТВС окружения. Среднегодовые эксплуатационные характеристики реактора МИР представлены в табл. 3.

Таблица 2

**Сравнительные нейтронно-физические характеристики с ВОУ- и НОУ-топливом**

Параметр	Значение		
	ВОУ UO <sub>2</sub>	НОУ UO <sub>2</sub>	НОУ U9%Mo
Среднее выгорание топлива в активной зоне, %			
– в начале кампании	29,5	34,5	33,8
– в конце кампании	33,3	37,3	36,6
Темп потери реактивности, 10 <sup>-3</sup> % Δk/k/МВт-сут	4,26	3,22	2,91
Эффективность РО СУЗ, % Δk/k	28,7	28,3	27,4
Запас реактивности в неотравленном состоянии, % Δk/k	13,0	12,8	12,6
Отношение мощности ЭТВС к мощности окружающих ТВС в неотравленном состоянии, отн. ед.	0,70	0,69	0,68

Таблица 3

**Среднегодовые эксплуатационные характеристики реактора МИР**

Параметр	Значение		
	ВОУ UO <sub>2</sub>	НОУ UO <sub>2</sub>	НОУ U9%Mo
Среднее число выгружаемых ТВС в конце цикла, шт.	3,9	2,6	2,7
Среднее выгорание <sup>235</sup> U в выгружаемой ТВС, %	50,5	54,4	53,1
Годовая потребность ТВС	62,4	41,6	43,2
Годовой расход, кг			
– <sup>235</sup> U	21,8	19,1	19,9
– U	24,2	97,0	100,9
Годовой флюенс быстрых нейтронов (E>0,1 МэВ) на оболочке твэлов ВВЭР в ячейке 3–10 в средней плоскости активной зоны, 10 <sup>21</sup> см <sup>-2</sup>	3,65	3,50	3,42

Следует особо отметить, что конверсия реактора МИР на НОУ-топливо приведет к значительному снижению годового потребления ТВС (на 30–33%) и годового расхода <sup>235</sup>U (на 8–12%). При этом общее потребление урана возрастет примерно в 4 раза. Годовой флюенс быстрых нейтронов (один из референтных параметров) снизится на 4–6%.

**ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ**

Теплогидравлические расчеты проводились для обоснования теплофизических критериев безопасной эксплуатации реактора. Были рассчитаны

- распределение тепловых потоков с поверхности твэлов;
- распределение температур омываемых поверхностей твэлов, температур контакта топлива с оболочками и максимальных температур топлива по высоте активной зоны;
- коэффициенты запаса до начала поверхностного кипения и кризиса теплообмена.

Для определения температуры начала поверхностного кипения были использованы формулы Берглиса-Розенау [4] и Форстера-Грейфа [5]. Критическое значение плотности теплового потока определялось по корреляции Миршака [6].

Так как в режиме маневрирования мощность рабочей ТВС по регламенту может достигать максимального значения 3,2 МВт, то расчет всех теплогидравлических параметров проведен именно для этого значения мощности. Температура теплоносителя на входе в ТВС принята равной 40°C, а расход теплоносителя – 70 м<sup>3</sup>/час.

Распределения температурных полей в наиболее напряженном (внешнем) твэле для ТВС с ВОУ- и НОУ-топливом представлены на рис. 5–7 соответственно (отметка «0» соответствует верху активной зоны, циркуляция теплоносителя осуществляется сверху вниз).

Максимальные значения температуры оболочки и топливного сердечника для каждого типа топлива представлены в табл. 4, теплофизические запасы – в табл. 5.

Приведенные в табл. 5 данные получены на координате твэла с максимальной температурой наружной поверхности оболочки. Из представленных результатов следует, что теплофизические критерии при конверсии реактора МИР на НОУ-топливо не ухудшатся.

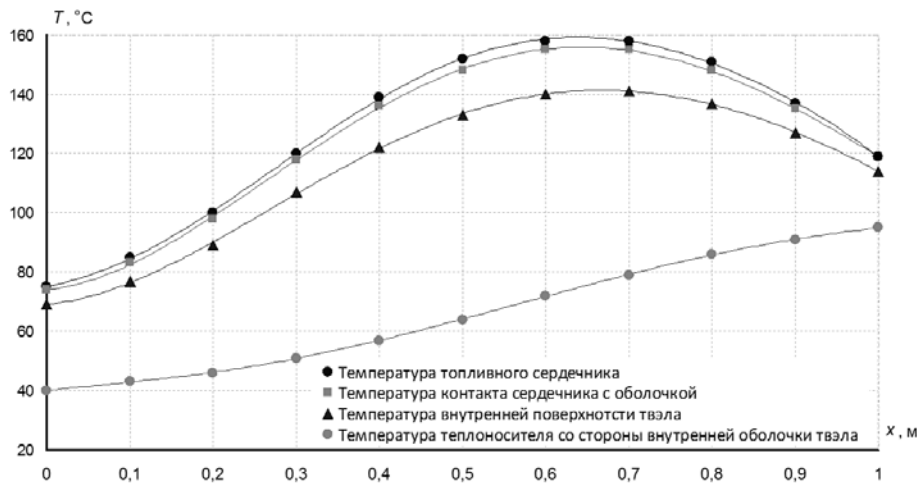


Рис. 5. Распределение температуры для ВОУ-топлива (UO<sub>2</sub>)

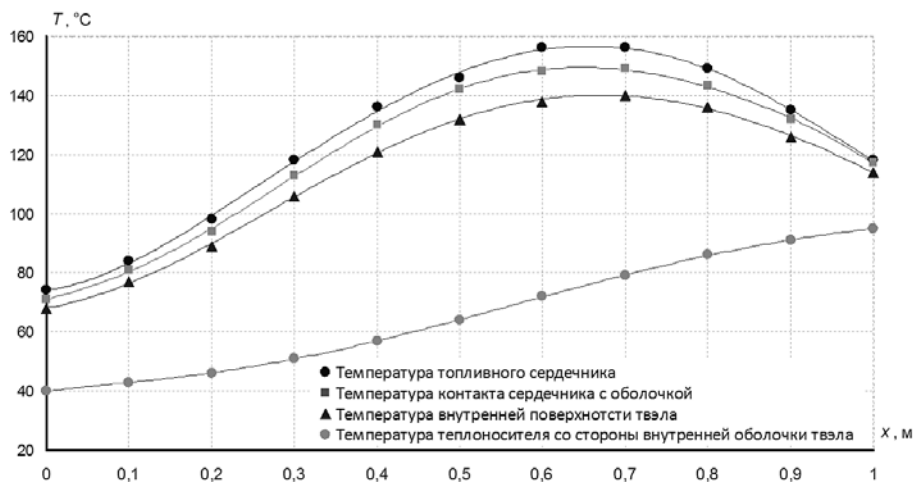


Рис. 6. Распределение температуры для НОУ-топлива (UO<sub>2</sub>)

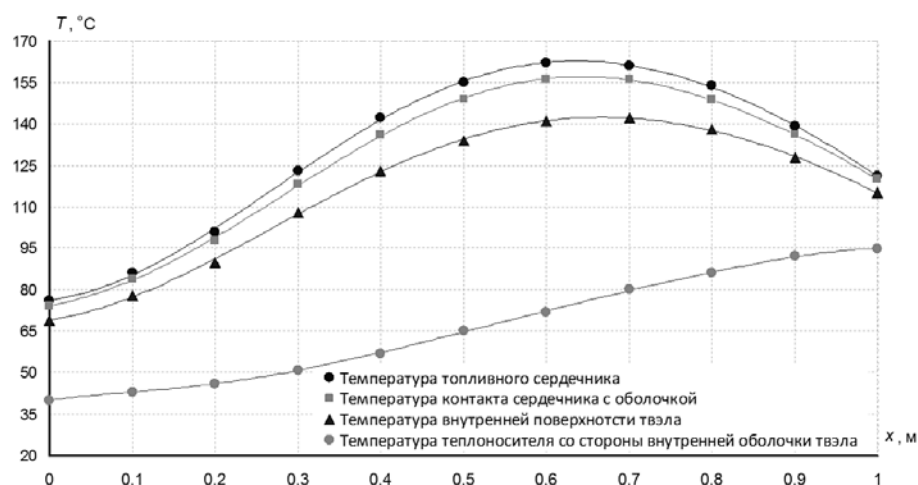


Рис. 7. Распределение температуры для НОУ-топлива (U9%Mo)

Таблица 4  
**Максимальные температуры внешнего твэла в ТВС с мощностью 3,2 МВт**

Параметр	Значение		
	ВОУ UO <sub>2</sub>	НОУ UO <sub>2</sub>	НОУ U9%Mo
Максимальная температура оболочки, °C	141	140	142
Максимальная температура топливного сердечника, °C	158	156	162

Таблица 5  
**Теплофизические критерии безопасной эксплуатации реактора МИР**

Параметр	Значение		
	ВОУ UO <sub>2</sub>	НОУ UO <sub>2</sub>	НОУ U9%Mo
Тепловой поток, кВт/м <sup>2</sup>	4002	3449	4042
Скорость теплоносителя в межтвэльном зазоре, м/с	9,1	7,2	9,1
Коэффициент запаса до начала поверхностного кипения	– формула Берглиса-Розенау	1,45	1,44
	– формула Форстена-Грейфа	1,58	1,57
Запас до кризиса теплообмена	4,5	4,8	4,4

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Перевод исследовательского реактора МИР на НОУ-топливо приведет к следующим изменениям его характеристик:

- плотность потока быстрых нейтронов на оболочках экспериментальных твэлов в петлевых каналах снизится на 4–6%;
- темп потери реактивности с выгоранием топлива снизится на 24–32%;
- потребление урана вырастет примерно в четыре раза при одновременном снижении потребления <sup>235</sup>U на 8–12%;
- годовое потребление ТВС уменьшится примерно на 30%.

Таким образом, из результатов расчетного исследования следует принципиальная возможность конверсии реактора МИР на НОУ-топливо без ухуд-



шения его эксплуатационных параметров и без существенных изменений его экспериментальных возможностей.

**Литература**

1. *Izhutov A.L., Mainskov S.V., Pimenov V.V., Starkov V.A., Svyatkin M.N.* State of Work on Calculation Studies of the MIR Reactor Conversion. 33rd International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. Chile. Santiago. 23–27 October. 2011.
2. *Гомин Е.А.* Статус МСУ-4//ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов. 2006. Вып. 1. – С. 632.
3. *Юдкевич М.С.* Программа BURNUP для расчета изменения изотопного состава реактора в процессе кампании/Препринт ИАЭ-6048/5-М., 1997.
4. *Bergles A.E., Rohsenow W.M.* The determination of forced convection surface boiling heat transfer. Transactions ASME 86//Journal of Heat Transfer. Series C. – 1964. – P. 365-371.
5. *Fabrega S.* Le calcul thermique des reacteurs de recherche refroidis par eau / Rapport CEA-R-4114, 1971.
6. *Mirshak S., Durant W.D., Towell R.H.* Heat Flux at Burnout. DuPont, DP-335, February, 1959.

Поступила в редакцию 11.10.2013

*(Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 9 pages, 2 tables, 4 illustrations. – References, 9 titles.*

The calculation studies on VVER-1000 fuel composition when multiple plutonium and uranium recycling along with medium enriched uranium feeding (REMIX-fuel) were made. The calculation results of natural uranium consumption, separation work, minor actinide accumulation, and the dose rates of FAs with fresh fuel are given. A comparison between VVER-1000 types reactors fuelled with different fuels ( $UO_2$ , REMIX, MOX) on characteristics indicated above was performed.

#### **УДК 621.039.54**

*Investigations on justification and development of concept of direct-steam NPP with water cooled reactor at supercritical parameters with fast resonance spectrum \ Glebov A.P., Klushin A.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 10 pages, 8 tables, 2 illustrations. – References, 10 titles.*

The features of experimental reactor WWER-SCD-30 cooled by water of supercritical parameters ( $P = 25$  MPa,  $t = 540$  °C), with power of 30 MWt are considered. This reactor is characterized by fast resonance neutron spectrum and two-pass coolant flow scheme. Physical characteristics of WWER-SCD-30 calculated for three types of fuel are given. The first of them is based on  $UO_2$  with ~ 20 % enrichment. The two other fuel types are from depleted uranium enriched by weapon or commercial plutonium. Application of small fuel assemblies without sheath that consist of ~ 19 fuel pins in each is provided. Calculated data on fuel cycles with these fuel types including values of  $K_{ef}$  and maximum power density distribution form factor  $K_q$  – on fuel assembly and  $K_v$  – throughout the reactor core volume in dependence of burning up duration are presented. The heat removal scheme of NPP with WWER-SCD-30 reactor is discussed. The maximum temperature on the fuel pin cladding is not higher than 620 °C.

#### **УДК 621.039.516**

*Stochastic theory for zero-power nuclear reactors. Part 1. Physical and mathematical models \ Volkov Yu.V.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 8 pages. – References, 16 titles.*

Stochastic theory built for zero-power nuclear reactors. The equations were obtained for the multidimensional generating and characteristic functions describing the probabilistic behavior in time branching process with several types of particles and migration. Branching process is a mathematical model of in neutron multiplication assumed in a nuclear reactor with an external neutron source.

#### **УДК 621.039.55**

*Calculations in support of MIR research reactor conversion to low-enriched fuel \ Izhutov A.L., Maynskov S.V., Pimenov V.V., Starkov V.A., Fedoseev V.E.; Editorial board of journal «Izvestia visshikh uchebnikh zavedeniy. Yadernaya energetica» (Communications of Hier Schools. Nuclear Power Engineering) – Obninsk, 2013. – 9 pages, 5 tables, 8 illustrations. – References, 6 titles.*

The paper presents the results of the calculations in support of MIR reactor conversion to low-enriched uranium fuel (LEU fuel). There were two LEU fuel types with 19.7% enrichment studied based on uranium dioxide and U9%Mo alloy. The neutron-physical and thermal-hydraulic calculations show that there is a slight decrease (4-6%) of fast neutron fluence on the experimental fuel element claddings during the conversion as well as a significant decrease of the annual consumption of FAs (30-33%) and  $^{235}U$  (8-12%). However, the total uranium consumption increases by approximately 4 times. The results also show that the conversion to LEU fuel does not degrade the safe operation criteria (performance of the control and safety rods, departure from nuclear boiling, heat exchange crisis, etc.). It is concluded that the conversion of the MIR research reactor to LEU-fuel is feasible in principle with insignificant changes of the reactor experimental capabilities.