

# ОСОБЕННОСТИ КОНСТРУКЦИЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ ВОДО-ВОДЯНОГО ТИПА

**И.А. Чусов\*, А.С. Шелегов\*, О.Ю. Кочнов\*\***

*\* Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ  
249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1*

*\*\* Филиал НИФХИ им. Л.Я. Карпова,  
249033, Калужская обл., г. Обнинск, Киевское шоссе, д. 6*



Дан краткий обзор конструкций, особенностей теплогидравлики активных зон и контуров циркуляции исследовательских реакторов бассейнового типа. Сформулированы основные принципиальные отличия исследовательских реакторов от промышленных энергетических установок. Конструкции реакторных установок рассмотрены на примере двух исследовательских реакторов – ВВР-М (г. Гатчина) и ВВР-ц (г. Обнинск). Принципиальной особенностью исследовательских реакторных установок является направление движение теплоносителя. В отличие от энергетических установок, в исследовательских реакторах движение теплоносителя опускное, т.е. сверху вниз. В связи с этим в работе обсуждены конструкции опорных решеток. Приведен ряд сведений о величинах уставок предупредительной сигнализации и аварийной защиты. Отдельно на примере модернизации реактора ВВР-М рассмотрен вопрос о модернизации активной зоны, осуществленной путем разработки семейства ТВС нового типа. Показано, что изменением конструкции ТВС можно значительно увеличить плотность потока нейтронов и единичную мощность установки. Приведены таблицы основных технических характеристик различных типов ТВС для реакторов типа ИРТ. Рассмотрены некоторые схмотехнические решения для контуров циркуляции теплоносителя и характерные конструкции исследовательских петель, направленные на решение различных исследовательских задач.

**Ключевые слова:** исследовательский реактор, турбулентность, теплогидравлика, перенос тепла в реакторе, топливная сборка, безопасность реактора, исследовательский реактор бассейнового типа, топливные сборки ВВР-М2, ВВР-М3, ВВР-М5, ВВР-ц.

## ВВЕДЕНИЕ

Исследовательские ядерные реакторы занимают важное место в развитии ядерной энергетики. Без осуществления широкой программы фундаментальных и прикладных исследований на исследовательских реакторах (ИР) невозможно обоснование безопасной эксплуатации промышленных АЭС. На ИР проводят исследования в области ядерной и нейтронной физики, физики твердого тела, ядерной и радиационной химии, материаловедения, биологии, медицины, испытания твэлов проектируемых энергетических реакторов и конструкционных материалов для реакторостроения.

Несмотря на более низкие мощности и, соответственно, меньшие количества радиоактивных веществ, образующихся в результате эксплуатации ИР, их потенциальная опасность для населения и окружающей среды все же велика в силу ряда особенностей:

© *И.А. Чусов, А.С. Шелегов, О.Ю. Кочнов, 2016*

- высокая частота переходных режимов при работе (пуски, остановки, изменения мощности);
- частые перегрузки активных зон и постоянное перемещение облученных изделий;
- высокая цикличность нагрузок на основное оборудование активных зон и первого контура;
- высокая плотность нейтронного потока в активных зонах;
- наличие высокообогащенного топлива;
- меньшее, чем у энергетических реакторов, количество физических барьеров защиты, препятствующих распространению продуктов деления;
- расположение большинства ИР в крупных городах с большим населением.

Отметим, что настоящая работа, хотя и носит обзорный характер, тем не менее, не претендует на исчерпывающее описание ИР бассейнового типа и не решает одного из наиболее актуальных в настоящее время вопросов – использования в ИР ТВС с низкообогащенным топливом.

### КОНСТРУКТИВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК И ГЛАВНОГО ЦИРКУЛЯЦИОННОГО КОНТУРА

В наиболее общем случае бассейновый реактор представляет собой бак цилиндрической формы высотой 5,5 – 8,5 м с внутренним диаметром до 3,0 м. Толщина стенки бака варьируется в диапазоне 12 – 20 мм. Снизу к баку приваривается сферическое или плоское днище с толщиной стенки 20 – 35 мм. Верхняя крышка бака – плоская с толщиной стенки до 35 мм. В нижней части реактора к днищу приваривается обечайка, состоящая из двух цилиндрических частей большего и меньшего диаметров (рис. 1а и 1б).

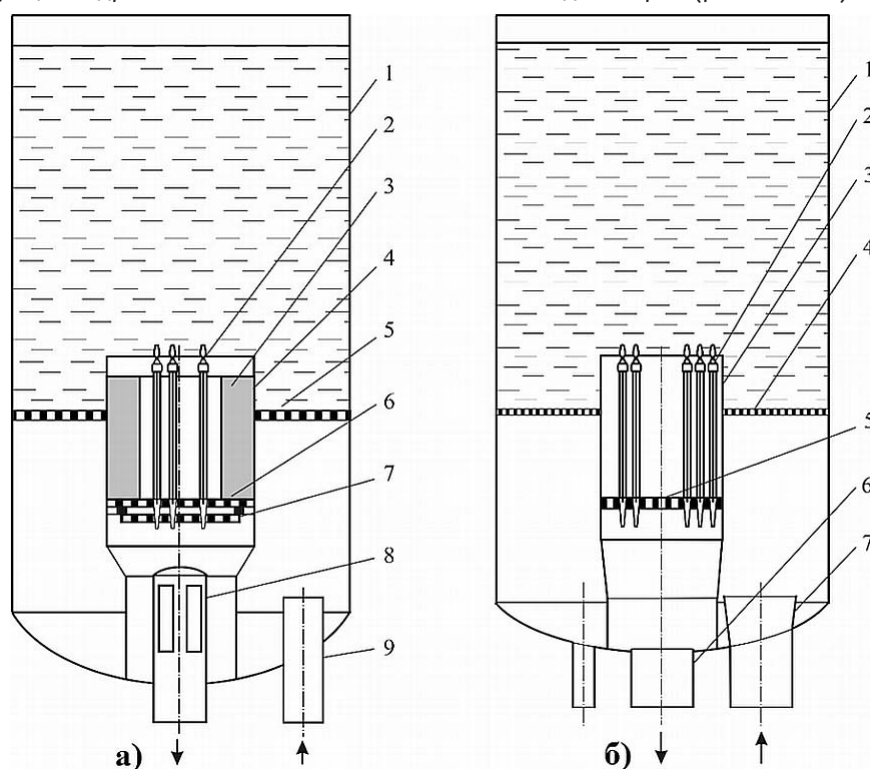


Рис.1. а). ИЯР ВВР-М: 1 – бак; 2 – ТВС; 3 – бериллиевый отражатель; 4 – корпус реактора; 5, 6, 7 – отбойная, направляющая и опорная решетки; 8, 9 – всасывающий и напорный трубопроводы. б). ИЯР ВВР-Ц: 1 – бак; 2 – ТВС; 3 – корпус реактора; 4, 5 – отбойная и опорная решетки; 6, 7 – всасывающий и напорный трубопроводы

Цилиндрические части соединяются между собой конической вставкой. В верхней части цилиндра большого диаметра устанавливается сепаратор, представляющий собой полый цилиндр, к нижнему торцу которого приваривается либо одна решетка (опорная), либо две решетки (направляющая и опорная). Основное назначение направляющей и опорной решеток – жесткая фиксация ТВС, стержней СУЗ и вертикальных экспериментальных каналов. На рисунке 2а показаны направляющая и опорная решетки ИР ВВР–М, а на рис. 2б – опорная решетка ИР ВВР–ц.

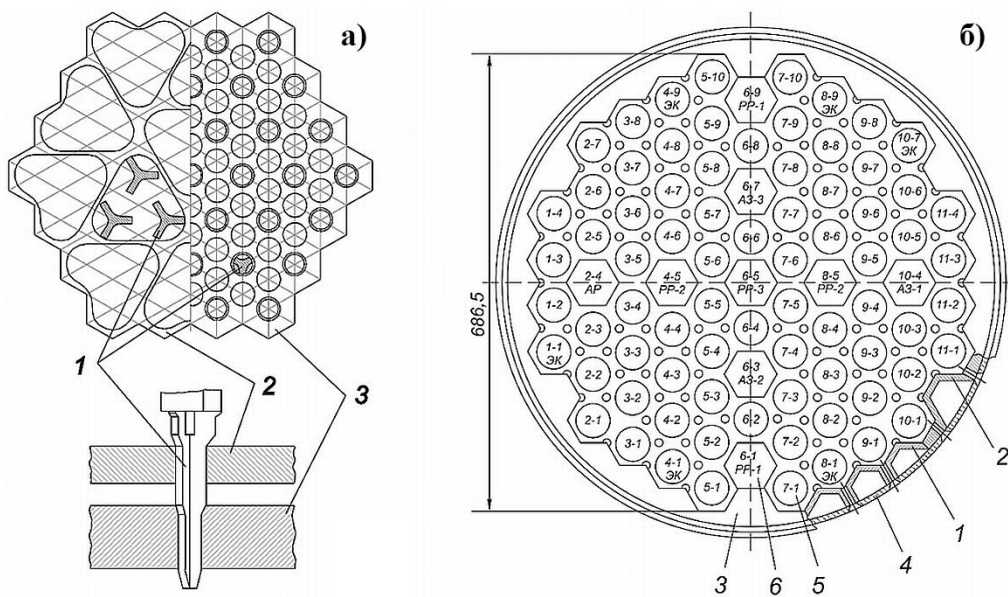


Рис. 2. а). Форма решеток и схема размещения опор ТВС в решетках реактора ВВР–М: 1 – опора ТВС; 2, 3 – направляющая и опорная решетки реактора. б). Опорная решетка реактора ВВР–ц: 1, 2 – сегмент; 3 – опорная решетка; 4 – обечайка; 5 – ячейка ТВС; 6 – ячейка РО СУЗ

Принципиальной особенностью бассейновых РУ является организация движения теплоносителя в активной зоне (а.з.). В отличие от энергетических установок, в ИР движение теплоносителя в а.з. происходит сверху вниз, т.е. имеет место опускное движение, в то время как в промышленных энергетических реакторах оно подъемное. Такая организация движения теплоносителя полностью исключает всплытие ТВС под действием набегающего потока, что позволяет упростить конструкцию а.з. за счет отказа от крепления ТВС в верхней части и сделать ее более доступной для установки различных экспериментальных устройств.

Между цилиндрической обечайкой большого диаметра и баком реактора устанавливается отбойная решетка, предназначенная для выравнивания скоростного и температурного полей теплоносителя и исключения попадания на дно посторонних предметов. Установка ТВС в а.з. осуществляется либо вручную с помощью штанги, либо автоматическим механизмом перегрузки. Извлечение ТВС из а.з. в бассейн выдержки осуществляется только автоматическим механизмом перегрузки.

Анализ принципиальных технологических схем бассейновых ИР показывает, что, несмотря на многообразие схмотехнических решений в компоновке и оснащении главных циркуляционных контуров (ГЦК), существуют общие принципы их построения, а особенности гидравлических схем (наличие специализированного оборудования) диктуются, в первую очередь, особенностями назначения и конструктивного исполнения ИР.

На рисунке 3а приведена типичная принципиальная технологическая схема ИР бассейнового типа. Отметим, что эта схема не является исчерпывающей, и многие детали на ней опущены.

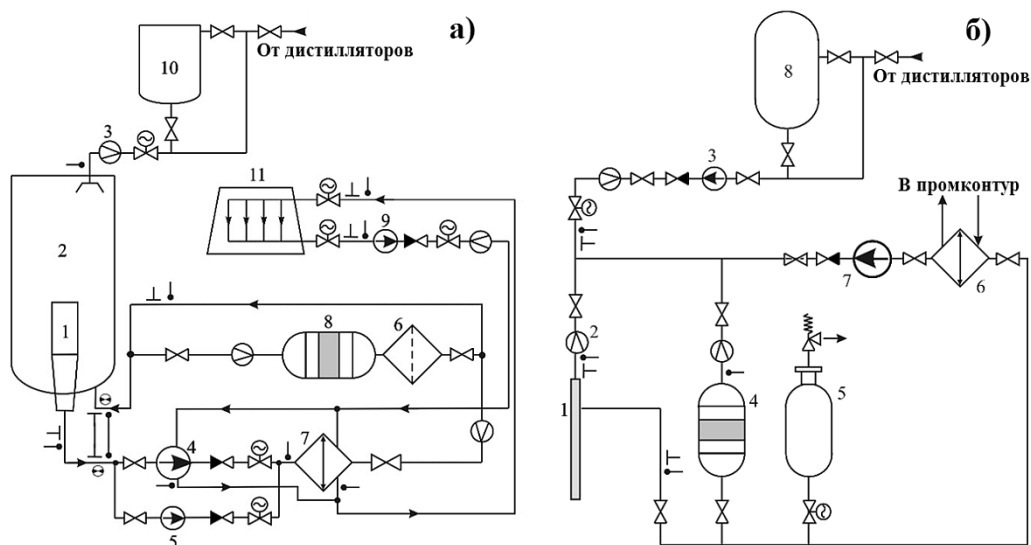


Рис. 3. а). Принципиальная технологическая схема ИР бассейнового типа: 1 – активная зона; 2 – бак реактора; 3 – расходомер; 4 – ГЦН; 5 – аварийный насос; 6 – фильтр грубой очистки; 7 – теплообменник ГЦК; 8 – ионообменный фильтр; 9 – циркуляционный насос; 10 – подпиточный бак; 11 – радиатор. б). Принципиальная технологическая схема петлевой установки: 1 – петлевой канал; 2 – расходомер; 3 – насос подпитки; 4 – ионообменный фильтр; 5 – компенсатор давления; 6 – теплообменник; 7 – циркуляционный насос; 8 – подпиточный бак

Характерной чертой всех ИР является наличие экспериментальных петлевых установок (ЭПУ), служащих для решения различных экспериментальных задач. На рисунке 3б в качестве примера приведена принципиальная технологическая схема низкотемпературной ЭПУ.

Если в ГЦК входит несколько параллельно включенных ГЦН, то аварийный насос, как правило, отсутствует. Отвод тепла, выделяющегося в ИР, осуществляется с помощью кожухотрубных теплообменных аппаратов, которых в схеме может быть несколько, как например, в ГЦК ВВР-ц до модернизации (рис. 4а) и после нее (рис. 4б).

ГЦТ контура циркуляции служит для транспортировки нагретого теплоносителя до охлаждающих теплообменников и возвращения его в реактор. На конструкцию и трассировку ГЦТ не налагают каких-либо специальных требований в отличие от энергетических установок, т.к. руководствуются лишь соображениями его минимальной протяженности, ремонтпригодности и удобством общей компоновки реакторной установки. На рисунках 4 и 5 приведены принципиальные схемы ГЦТ реакторных установок ВВР-ц и РБТ-10/2 (г. Димитровград). При разрыве ГЦТ и потере теплоносителя реактор аварийно останавливается по любому из сигналов: снижение уровня воды в баке реактора, давления в напорном коллекторе, расхода в ГЦК и т.д.

Выбор значений уставок предупредительной сигнализации (ПС) и аварийной защиты (АЗ) выполняется обычно следующим образом. Предел нормальной эксплуатации по уровню мощности принимается равным 1,1 от номинального уровня; уставка ПС по давлению на напоре насосов первого контура равна 0,9 от номинала; уставка АЗ по мощности равна 1,2 от номинала; уставка АЗ по расходу в первом контуре равна 0,8 от номинала; уставка АЗ по давлению на напоре насосов первого контура принимается равной 0,8 от номинала.

В систему аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) входят несколько подпиточных баков объемом от 40 до 90 м<sup>3</sup>. При срабатывании одной из указанных уставок автоматически подается вода в бассейн ИР, как правило, самотеком. При нехватке воды в баках в большинстве ИР предусмотрена ее подача из пожарохозяйственного водопровода.

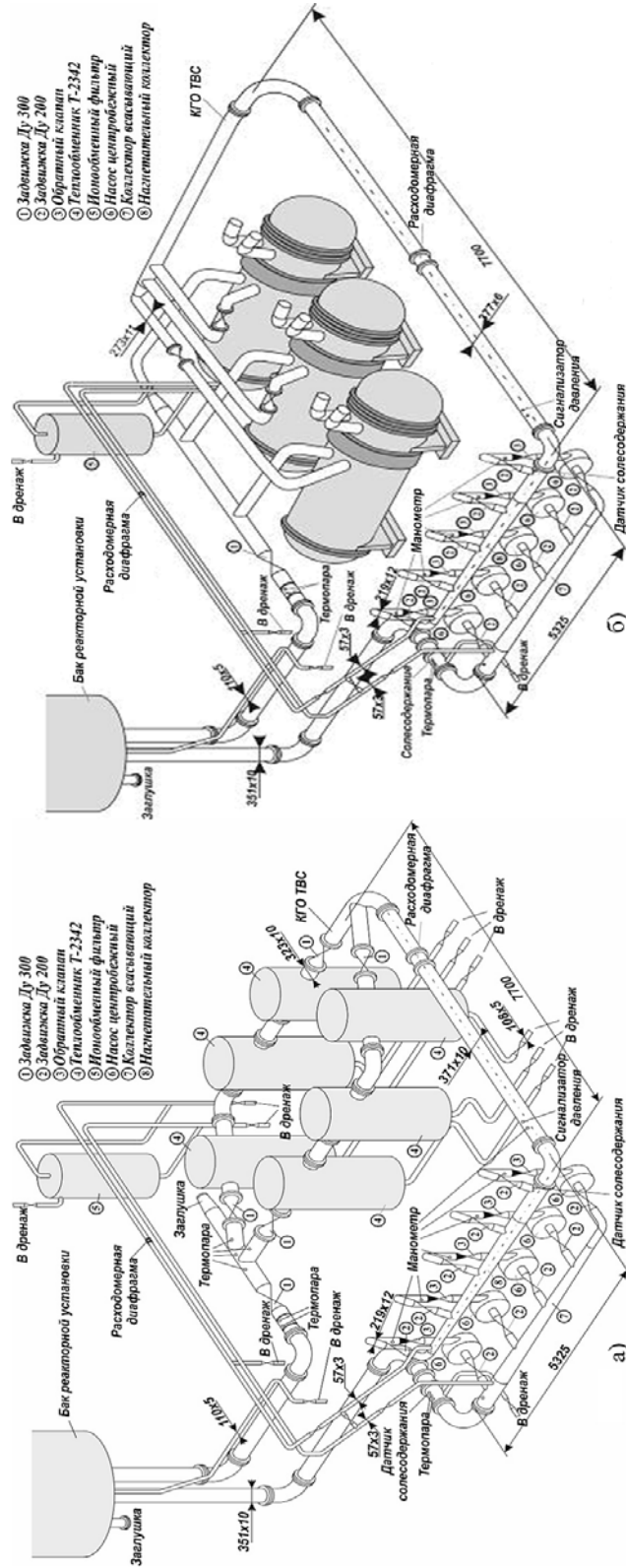


Рис. 4. Компонновка ГЦТ РУ ВВР-ц до (а) и после (б) модернизации (модернизация проведена в 2006 г.)

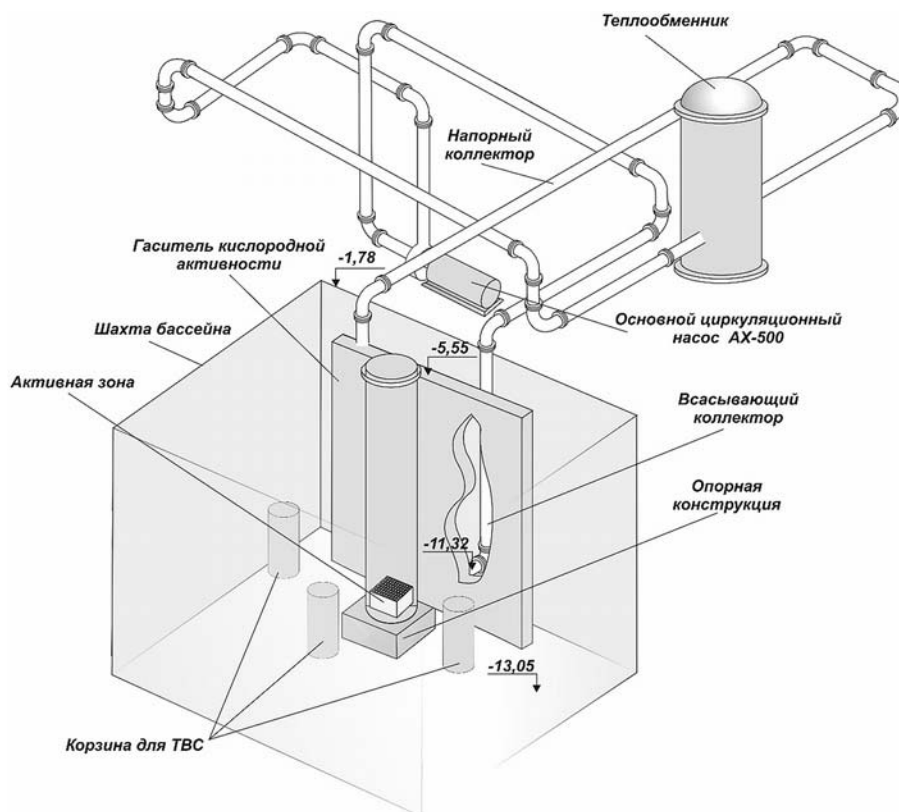


Рис. 5. Компоновка ГЦТ РБТ-10/2

### КОНСТРУКЦИИ ТВС И ИХ ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

Наибольшие резервы повышения безопасности эксплуатации и рабочих параметров ИР заключаются в оптимизации тепловых режимов работы ТВС и входящих в их состав твэлов. К настоящему времени в реакторных установках типа ВВР прошли опытную апробацию несколько типов ТВС и их модификаций.

За редким исключением (например, реактор VVR-SM, Германия) в исследовательских реакторах применяются твэлы кольцевого и стержневого типов. Конструктивно ТВС ИР бассейнового типа представляет собой цилиндр, шестигранник или четырехгранник, внутри которого коаксиально устанавливаются цилиндрические, шестигранные или четырехгранные твэлы, образующие кольцевые каналы (рис. 6).

В конце 1960-х гг. на серийных бассейновых ИР типа ВВР были введены в эксплуатацию ТВС ВВР-М, состоящие из трубных бесшовных твэлов с топливной композицией в виде металлокерамики  $Al+UO_2$ . С 1963 г. начали использоваться ТВС ВВР-М2 с топливной композицией в виде сплава  $Al+U$ . Инициатором теплогидравлических исследований стала группа специалистов из отдела физики и техники реакторов Санкт-Петербургского института ядерной физики (ПИЯФ), выполнившая измерения гидравлических характеристик твэлов, распределений расходов теплоносителя в элементах активной зоны [3], температур оболочек твэлов в наиболее теплонапряженных местах активной зоны, предельно допустимых плотностей теплового потока [4]. Конструктивные характеристики ТВС ВВР-М2 позволили почти в четыре раза увеличить удельную теплопередающую поверхность по сравнению со стержневой ТВС ЭК-10, использовавшейся в бассейновом реакторе ВВР-С. Применение этих ТВС позволило увеличить мощность ИР с 2 до 10 МВт.

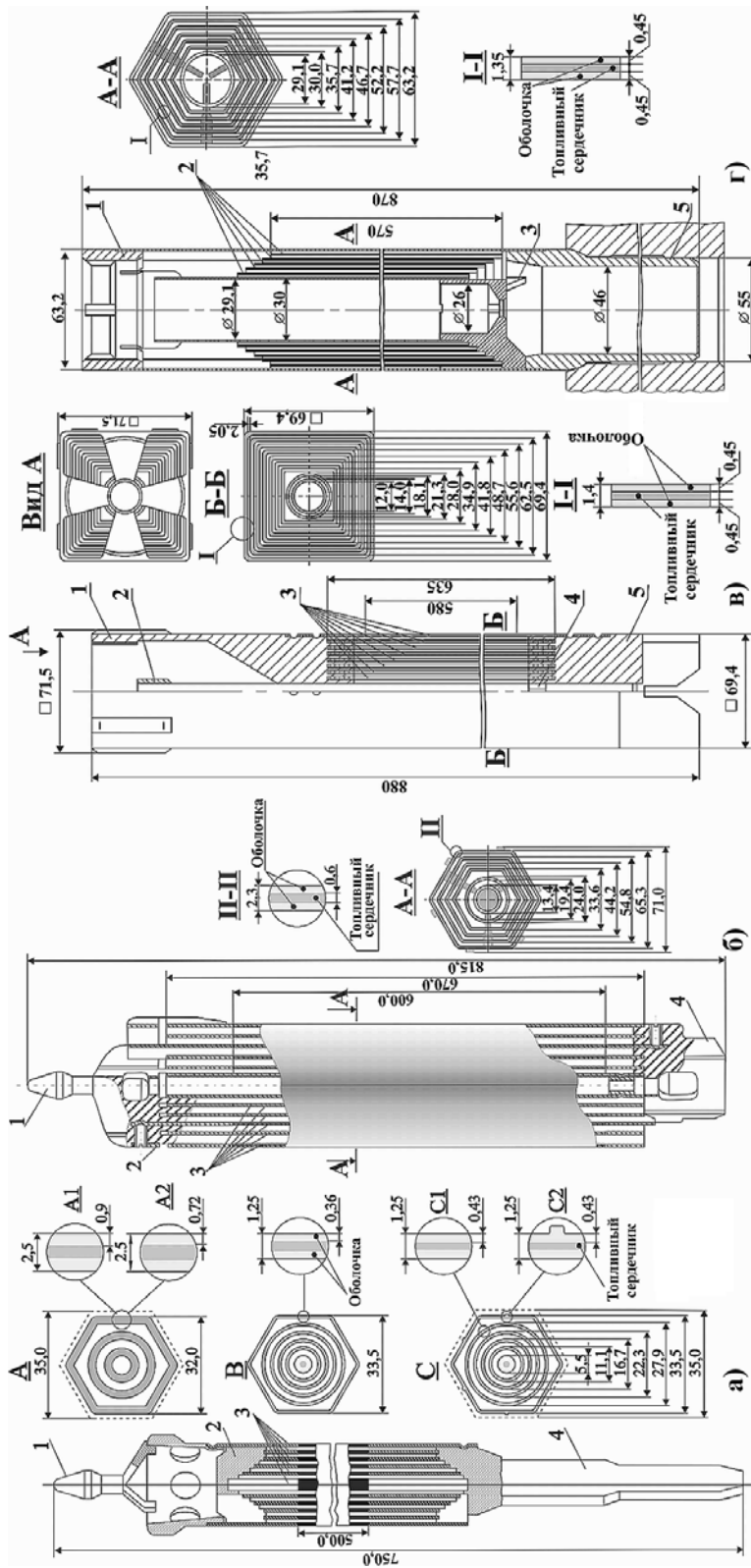


Рис. 6. а) ТВС РУ ВВР-М; А – ВВР-М2; В – ВВР-М5; С – ВВР-М5 с орбреннем (ВВР-М7); 1 – головка ТВС; 2 – венчик; 3 – твэлы; 4 – хвостовик. б) ТВС РУ ВВР-ц с орбреннем: 1 – головка ТВС; 2 – венчик; 3 – твэлы; 4 – хвостовик. в) ТВС РУ ВВР-С ИРТ-3М: 1 – головка ТВС; 2 – венчик; 3 – твэлы; 4 – хвостовик; 5 – втулка; г) ТВС реактора ИВВ-2М: 1 – головка ТВС; 2 – венчик; 3 – твэлы; 4 – хвостовик; 5 – втулка

Таблица 1

## Характеристики реакторных установок бассейнового типа

	ВВР-К	ВВР-Ц	ВВР-М	ВВР-СМ	РБТ-6	РБТ10/1-10/2 <sup>3)</sup>	ИРТ-Т	ИВВ-2М	ИРТ-МИФИ
Страна, Место расположения	Казахстан, Алма-Ата	Россия, Обнинск	Россия, Гатчина	Узбекистан, Ташкент	Россия, Димитровград	Россия, Димитровград	Россия, Томск	Россия, Заречный	Россия, Москва
Год пуска (энергетический)	1967	1964	1960	1959	1975	1983	1968	1964	1967
Мощность, МВт (тепловая)	6	15	18	10	6	10	6	15	2,5
Объем а.з., л	206	206		95	132	135	59,3		59,3
Эквивалентный диаметр а.з., м	0,64	0,64	0,576					0,5	
Высота а.з., м	0,6	0,6	0,5	0,58	0,35	0,35	0,58	0,5	0,58
Мак удельная мощность, МВт/л	0,395	0,395	0,9	0,4	0,256	0,308	–	0,207	
Средняя тепловая мощность, МВт/л	0,066	0,165	0,25	0,4	0,0625	0,075	0,101	0,205	0,042
Теплоноситель	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O
Замедлитель	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O+Be	H <sub>2</sub> O
Рабочее давление, МПа	0,2	0,35	0,2		0,165	0,18	–		
Температура входа в а.з., °С	< 50	< 50	20–62	45	< 60	60	45	< 40	45
Температура выхода из а.з., °С	< 70	< 60	< 62	< 65	< 70	< 75	51	< 65	< 65
Расход, т/ч	1400	1500	1720	1200	550–600	1000	900	1200	
Отражатель	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	Be	Be	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O+Be	H <sub>2</sub> O	Be	H <sub>2</sub> O+Be
Плотность потока нейтронов, н/(см <sup>2</sup> ·с)	1,4·10 <sup>14</sup>	1,86·10 <sup>14</sup>	4,0·10 <sup>14</sup>	2,3·10 <sup>14</sup>	1,4·10 <sup>14</sup>	1,5·10 <sup>14</sup>	1,76·10 <sup>13</sup>	5,0·10 <sup>14</sup>	4,8·10 <sup>13</sup>
Тип ТВС	ВВР-Ц	ВВР-Ц	ВВР-М5	ИРТ-3М	ТВС-СМ2	ТВС-СМ2	ИРТ-3М	ИВВ-2М	ИРТ-3М
Число ТВС	70	70	145	32	56	78	78	36–42	16
Число твзлов в ТВС	3/5 <sup>5)</sup>	5	6 <sup>1)</sup>	6/8 <sup>4)</sup>	160/188 <sup>2)</sup>	160/188 <sup>2)</sup>	6/8 <sup>4)</sup>	5	6/8 <sup>4)</sup>
Количество органов СУЗ									
– авторегулирования	1	1	1	1	1	1	1	3	1
– компенсирующих	6	5	6	8	6	6	6	1	6
– аварийной защиты	2	3	2	2	6x2	6x2	2	6x2	3

<sup>1)</sup> Приведены данные для ТВС ВВР-М5. <sup>2)</sup> Используются ТВС реактора СМ-3 первого (160 стержней) и второго типа (188 стержней). <sup>3)</sup> Два ИР в одном бассейне.

<sup>4)</sup> Используются 6-ти или 8-ми трубные ТВС (включают в себя 6 или 8 твзлов и стержень СУЗ)

<sup>5)</sup> Используются 3-х и 5-ти трубные ТВС (включают в себя 3 или 5 твзлов и стержень СУЗ)



К 1973 г. ТВС типа ВВР-М2 исчерпали свои потенциальные возможности. Температура оболочек твэлов практически достигла температуры насыщения и, хотя запас до критической тепловой нагрузки был еще достаточно велик  $> 2,5$  [5], дальнейшее увеличение тепловой мощности, а, следовательно, и плотности потока нейтронов, могло привести к появлению кипения на поверхности твэлов, что нежелательно для ИР.

В связи с этим с 1973 г. в эксплуатацию были введены новые ТВС типа ВВР-М3 с топливом Al+U. Принципиальными особенностями ТВС этого типа являлись 1) увеличение количества коаксиально расположенных твэлов; 2) уменьшение толщины плакирующих внутреннего и внешнего слоев; 3) уменьшение толщины топливного слоя; 4) использование центрального стержня в качестве топливного элемента. Теплопередающая поверхность новой ТВС увеличилась в 1,8 раза. На основании тщательно выполненных и весьма трудоемких экспериментов [6] специалисты ПИАФ показали, что удельная тепловая мощность ИР ВВР-М, а следовательно, и плотность потока нейтронов могут быть повышены в 1,5 раза. Отличительной особенностью использования новых ТВС являлось сохранение температурных режимов оболочек твэлов.

Следующим шагом в модернизации ТВС было создание ТВС ВВР-М5 с оптимальной расчетной концентрацией  $^{235}\text{U}$  в а.з. 125 г/л, позволившей почти в два раза увеличить загрузку топлива, уменьшить топливную составляющую эксплуатационных затрат и повысить запас реактивности [7]. По данным работы [7] первые кассеты ВВР-М5 были загружены в активную зону реактора в октябре 1978 г., и по мере выгорания кассет других типов к лету 1980 г. он был переведен на них полностью. В процессе перехода на ТВС ВВР-М5 были выполнены их испытания вплоть до работы при форсированных удельных нагрузках до 900 кВт/л.

В таблице 1 даны характеристики некоторых реакторных установок бассейнового типа; в табл. 2 – некоторые характеристики ТВС реакторов типа ВВР, включая ТВС реактора ВВР-ц; в табл. 3 показаны характеристики ТВС и твэлов реакторов ИРТ.

Таблица 2  
**Сравнительные характеристики ТВС и твэлов ИР ВВР-М, ВВР-ц и ИРТ-Т**

Параметр	ВВР-М	ВВР-М2	ВВР-М3	ВВР-М5	ВВР-ц	ИРТ-Т
Год ввода в эксплуатацию	1958	1963	1973	1978	1964	1967
Толщина твэла, мм	2,3	2,5	1,25	1,25	2,3	1,4
Толщина плакирующего слоя, мм	0,7	0,9	0,48	0,36	0,85	0,5
Толщина активного слоя, мм	0,9	0,7	0,29	0,53	0,6	0,4
Длина активного слоя, мм	500	500 <sup>1)</sup>	500	500	600	620
Гидравлический диаметр, мм	6	6	3,1	3,1	6,14	3,82
Тип топлива	Al + UO <sub>2</sub>	Al + U	Al + U	Al + UO <sub>2</sub>	Al + UO <sub>2</sub>	Al + UO <sub>2</sub>
Материал оболочки	СAB-1	СAB-1	СAB-1	СAB-1	СAB-1	СAB-1
Размер под ключ, мм	32,0	32,0	33,5	33,5	65,3	69,4
Шаг решетки, мм	35,0	35,0	35,0	35,0	71,0	71,5
Зазор между твэлами, мм	1,5	1,5	1,5	1,5	2,85	2,5
Число твэлов в ТВС, шт.	3	3	6	6	5	8(6)
Обогащение по $^{235}\text{U}$ , %	20	36	90	90	36	90
Теплопередающая поверхность, м <sup>2</sup> /м <sup>3</sup>	2,54	3,62	6,6	6,6	3,54(2,71)	1,56(1,37)

<sup>1)</sup> В модификации ТВС ВВР-С длина активного слоя – 600 мм

<sup>2)</sup> Существует модификация ТВС ВВР-М5 с оребрением, называемая ТВС ВВР-М7

Таблица 3

**Сравнительные характеристики ТВС и твэлов типа ИРТ-М**

Параметр	ИРТ-М	ИРТ-2М		ИРТ-3М		ИРТ-4М
Число твэлов в ТВС, шт.	2/3	3/4	3/4	4/6/8	6/8	6/8
Содержание <sup>235</sup> U в ТВС, г	120/155	147/171	198/230	200/265/300	309/353	265/300
Обогащение по <sup>235</sup> U, %	36	90/80	36	90/80	36	19,7
Толщина твэла, мм	3,2	2,0		1,4		1,6
Зазор между твэлами, мм	5,3	4,5		2,05		1,85
Толщина активного слоя, мм	1,2	0,4	0,64	0,4	0,5	0,78
Длина активного слоя, мм	500	580	600	580(600)	600	600
Толщина плакирующего слоя, мм	1,0	0,8	0,68	0,8	0,45	0,54
Тип топлива	U+Al	U+Al	Al + UO <sub>2</sub>	U+Al	Al + UO <sub>2</sub>	Al + UO <sub>2</sub>
Удельная поверхность теплоотдачи, м <sup>2</sup> /л	0,2	0,265		0,525		0,513

Как показал опыт эксплуатации [8], величина зазора между наружным шестигранным твэлом и экспериментальными устройствами, находящимися в а.з. реакторной установки, колеблется в диапазоне от 0,75 до 2,5 мм в зависимости от типа устройства, и не может быть проконтролирована. Соприкосновение твэла с устройством может вызвать локальный перегрев поверхности твэла или даже его расплавление. Именно эти соображения и легли в основу дальнейшей модернизации ТВС. Для исключения соприкосновения оболочек твэлов между собой или с экспериментальными устройствами было решено применить хорошо отработанный прием, а именно, сделать внешний шестигранный твэл оребренным. В пользу такого решения авторы работы [8] привели следующие соображения:

- исключается возможность соприкосновения оболочек твэлов, как с экспериментальными устройствами, так и между собой;
- устраняется возможность повреждения оболочек твэлов;
- изменение геометрических характеристик ТВС за счет оребрения не ухудшает собираемости а.з.

Испытания ТВС, получившей название ВВР-М7, показали, что собираемость зоны не ухудшилась, а каких-либо замечаний при перегрузке кассет ВВР-М7 не было.

Проведенные опыты показали, что работоспособность ТВС ВВР-М7 с оребрением до выгорания 40% не отличались от работоспособности ТВС ВВР-М5. На рисунках 6 а,б показан внешний вид ТВС ИЯР ВВР-М в различных модификациях и ТВС ВВР-ц соответственно. Аналогичные или почти аналогичные ТВС применялись и в других ИР. На рисунках 6 в,г показан общий вид ТВС РУ ВВР-С и ИВВ-2М. Более детальное описание всех этапов модернизации а.з. исследовательских РУ бассейнового типа приведено в работах [9 – 17].

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Дана общая характеристика исследовательских реакторных установок бассейнового типа. Сформулированы основные принципы в размещении, эксплуатации и требования по безопасности эксплуатации, предъявляемые к исследовательским реакторам. Приведено краткое описание конструкций активных зон и трактов циркуляции теплоносителя. На примере реактора ВВР-М подробно обсуждается вопрос о возможности увеличения эксплуатационных параметров установки в целом. Приведены сравнительные характеристики тепловыделяющих сборок исследовательских реакторов различных типов.

### Литература

1. Френкель Н.З. Гидравлика. – М.-Л.: Госэнергоиздат. – 1956. – 456 с.
2. Фокс Д.А. Гидродинамический анализ неустановившегося движения в трубопроводах. – М.: Энергоатомиздат. – 1981. – 246 с.
3. Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Пикулик Р.Г., Шишкина Ж.А. Гидравлика активной зоны реактора ВВР-М. // Атомная энергия. – 1975 г. – Т. 39. – Вып. 5. – С. 320-323.
4. Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Сясин А.Н., Шишкина Ж.А. Определение предельной плотности теплового потока для ТВС реактора ВВР-М. Препринт ЛИЯФ-285. – Л.: ЛИЯФ. – 1976. – 17 с.
5. Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Шишкина Ж.А. К определению критических тепловых нагрузок и коэффициентов запаса до кризиса в исследовательских реакторах бассейнового типа. // Атомная энергия. – 1986. – Т. 61. – Вып. 1. – С. 41-42.
6. Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Финдайзер А., Шишкина Ж.А. Сравнение теплотехнических возможностей ТВС для реактора ВВР-М. // Атомная энергия. – 1989. – Т. 67. – Вып. 2. – С. 97-100.
7. Ерыкалов А.Н., Звездкин В.С., Кирсанов Г.А., Коноплев К.А., Львов В.С., Петров Ю.В., Рузманов А.П. Тонкостенные твэлы ВВР-М5 для исследовательских реакторов. // Атомная энергия. – 1986. – Т. 60. – Вып. 2. – С. 103-107.
8. Захаров А.С., Звездкин В.С., Коноплев К.А., Кирсанов Г.А., Пикулик Р.Г., Орлов С.П., Львов В.С., Сайков Ю.П. ТВС реактора ВВР-М с оребренным наружным твэлом. // Атомная энергия. – 1993. – Т. 74. – Вып. 1. – С. 88 – 90.
9. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Pikulik R.G., Sajkov Yu.P., Tchmshkyan D.V., Tedoradze L.V. and Zakharov A.S. LEU WWR-M fuel assemblies' burnable test. / The RERTR-2000 International meeting on reduced enrichment for research and test reactors. October 1-6, 2000, Las Vegas, Nevada.
10. Enin A.A., Erykalov A.N., Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Lvov V.S., Petrov Yu.V., Saikov Yu.P., Zakharov A.S., Zvezdkin V.S. Design and Experience of HEU and LEU fuel for WWR-M reactors. // Nuclear Engineering and Design. – 1998. – Vol. 182. – PP. 233-240.
11. Колесов В.В., Кочнов О.Ю., Волков Ю.В., Украинцев В.Ф., Фомин Р.В. Создание прецизионной модели реактора ВВР-ц для последующей оптимизации его конструкции и наработки <sup>99</sup>Mo и других радионуклидов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – № 4. – С. 129-133.
12. Захаров А.С., Звездкин В.С., Кирсанов Г.А. и др. Совершенствование и испытания топливной сборки реактора ВВР-М. Препринт ЛИЯФ-1799. – С-Пб.: ЛИЯФ. – 1992.
13. Кириллов П.Л., Бобков В.П., Жуков А.В., Юрьев Ю.С. Справочник по теплогидравлическим расчетам в ядерной энергетике. / Под ред. П.Л. Кириллова. – М.: Издат. – 2010. – Т. 1. – 770 с.
14. Петров Ю.В., Ерыкалов А.Н., Онегин М.С. Нейтронно-физическое обоснование уменьшения загрузки топлива реактора ВВР-М ЛИЯФ. Препринт ПИЯФ-2401. – Гатчина: ПИЯФ, – 2000. 51 с.
15. Коноплев К.А., Пикулик Р.Г., Сайков Ю.П. Контроль герметичности ОТВС на реакторе ВВР-М / Сборник методических и прикладных работ ЛИЯФ. – Л.: ЛИЯФ, 1988. – С. 129-130.
16. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Saikov Yu.P., Zakharov A.S. The Test method and some results for WWR-M fuel. The 21<sup>st</sup> International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR). October 18-23, 1998, San-Paulo, Brazil.
17. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А., Соловьев С.Л. Теплообмен в ядерных энергетических установках. – М.: МЭИ. – 2003. – 548 с.

Поступила в редакцию 05.05.2016 г.

### Авторы

Чусов Игорь Александрович, зав. каф. «Теплофизика», доцент, доктор техн. наук  
E-mail: igrch@mail.ru.

Шелегов Алексей Сергеевич, доцент каф. ОиЭЯЭУ, канд. техн. наук  
E-mail: a\_shelegov@mail.ru

Кочнов Олег Юрьевич, главный инженер филиала НИИФХИ им. Л.Я. Карпова, доктор техн. наук  
E-mail: kochnov2000@mail.ru.

UDC 621.039

**DESIGN FEATURES OF WATER-COOLED RESEARCH REACTORS**Chusov I.A. \*, Shelegov A.S. \*, Kochnov O.Yu. \*\*

\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI»

1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

\*\* Branch of JSC «Karpov Institute of Physical Chemistry»

Kievskoe shosse 109 km, Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

## ABSTRACT

Brief review of the design, specific features of thermal hydraulics of reactor cores and circulation loops of pool-type research reactors is given. Main principal differences of research reactors as compared with industrial power reactor installations are outlined. Design of reactor installations is examined using the example of two research reactors VVR-M (Gatchina) and VVR-c (Obninsk). Direction of coolant circulation constitutes the feature of research reactor installations which is of key importance. In contrast to power installations propagation of coolant in research reactors is arranged in downwards direction, i.e. from core top to bottom. In connection with the above, particular design features of reactor support grids are discussed in the present study. A set of data is presented on the values of preset values of alarms and emergency protection triggering thresholds. The issue of modernization of the reactor core implemented by developing the family of fuel assemblies (FAs) of the new type is examined separately using the example of modernization of the VVR-M reactor. It is demonstrated that by changing the FA design it is possible to significantly increase the neutron flux density and per unit power of reactor facilities. Tables containing main technical characteristics of different FAs for nuclear reactors of the IRT type are presented. Certain circuit engineering solutions for coolant circulation loops and characteristic design of research loops aimed at the solution of different research tasks are discussed.

**Key words:** research reactor, turbulence, thermal hydraulics, heat transfer in nuclear reactor, fuel assembly, reactor safety, pool-type research reactor, VVR-M2, VVR-M3, VVR-M5, VVR-c fuel assemblies.

## REFERENCES

1. Frenkel N.Z. *Hydraulics*. Moscow-Leningrad. Gosenergoizdat Publ., 1956. 456 p. (in Russian).
2. Foks D.A. *Hydrodynamic analysis of unsteady flow in pipelines*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1981. 246 p. (in Russian)
3. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Pikulik R.G., Shishkina Zh.A. *Hydraulics of the active zone of the VVR-M reactor*. *Atomnaya energiya*, 1975, v. 39, iss. 5, pp. 320-323 (in Russian).
4. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Syasin A.N., Shishkina Zh.A. *Determination of heat flux ultimate density for VVR-M reactor fuel assemblies*. Leningrad. Preprint, LINP, no. 285, 1976. 17 p. (in Russian).
5. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Shishkina Zh.A. *To determination of critical heat fluxes and critical heat flux ratios in research pool-type reactors*. *Atomnaya energiya*, 1986, v. 61, iss. 1, pp. 41-42 (in Russian).
6. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Findaisen A., Shishkina Zh.A. *Comparison of heat engineering potentialities of SFA for WWR-M reactor*. *Atomnaya energiya*, 1989, v. 67, no. 2, pp. 97-100 (in Russian).
7. Erykalov A.N., Zvezdkin V.S., Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Lvov V.S., Petrov Yu.V., Ruzmanov A.P. *WWR-M5 type thin-walled fuel elements for research reactors*. *Atomnaya*

*energiya*, 1986, v. 60, iss. 2, pp. 103-107 (in Russian).

8. Zakharov A.S., Zvezdkin V.S., Konoplev K.A., Kirsanov G.A., Pikulik R.G., Orlov S.P., Lvov V.S., Saykov Yu.P. Finned fuel assemblies of VWR-M reactor. *Atomnaya energiya*, 1993, v. 74, iss. 1, pp. 88-90. (in Russian).

9. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Pikulik R.G., Saykov Yu.P., Tchmshkyan D.V., Tedoradze L.V. and Zakharov A.S. LEU WWR-M fuel assemblies burnable test. The RERTR-2000 International meeting on reduced enrichment for research and test reactors. October 1–6, 2000, Las Vegas, Nevada.

10. Enin A.A., Erykalov A.N., Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Lvov V.S., Petrov Yu.V., Saykov Yu.P., Zakharov A.S., Zvezdkin V.S. Design and Experience of HEU and LEU fuel for WWR-M reactors. In: Nuclear Engineering and Design, 1998, vol. 182, pp. 233–240.

11. Kolesov V.V., Kochnov O.Yu., Volkov Yu.V., Ukraintsev V.F., Fomin R.V. Development of precision model of the VWR-c reactor for subsequent optimization of its design and breeding <sup>99</sup>Mo and other radionuclides. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2011, no. 4, pp. 129-133 (in Russian).

12. Zakharov A.S., Zvezdkin V.S., Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Lvov V.S., Pikulik R.G., Saykov Yu.P. Development and tests of finned spent fuel assembly of WWR-M reactor. Preprint, PNPI, no. 1799, St. Petersburg, 1992. (in Russian).

13. Kirillov P.L., Bobkov V.P., Zhukov A.V., Yur'ev Yu.S. Thermal-hydraulic Calculations in Nuclear Power. Handbook. Moscow. Izdat Publ., v. 1, 770 p. (in Russian).

14. Petrov Yu.V., Erykalov A.N., Onegin M.S. A Neutronic Feasibility Study for Fuel Enrichment Reduction of the PNPI WWR-M reactor. Preprint, PNPI, no. 2401. Gatchina, 2000. 51 p. (in Russian).

15. Konoplev K.A., Pikulik R. G., Saykov Yu.P. SFA tightness control at the WWR-M reactor in the USSR AS LNPI. In: LNPI methodical and applied works. Leningrad, 1988, pp. 129-130. (in Russian).

16. Kirsanov G.A., Konoplev K.A., Saikov Yu.P., Zakharov A.S. The Test method and some results for WWR-M fuel. The 21<sup>st</sup> International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR). October 18–23, 1998, San-Paulo, Brazil.

17. Petuhov B.S., Genin L.G., Kovalev S.A., Solov'ev S.L. Heat Transfer in Nuclear Power Plants. Moscow. MEI Pibl., 2003, 548 p. (in Russian).

#### Authors

Chusov Igor' Aleksandrovich, Head, Department of Thermal Physics,  
Assistant Professor, Dr. Sci. (Engineering)  
E-mail: igrch@mail.ru.

Shelegov Aleksandr Sergeevich, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)  
E-mail: a\_shelegov@mail.ru

Kochnov Oleg Yur'evich, Head Engineer, Dr. Sci. (Engineering)  
E-mail: kochnov2000@mail.ru