

О КОНВЕРСИИ РОССИЙСКИХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

А.С. Дьяков¹

Исследовательские ядерные установки (ИЯУ) – исследовательские реакторы (ИР), критические (КС) и подкритические стенды (ПКС) – сыграли решающую роль в получении фундаментальных и прикладных знаний в области ядерной физики. Являясь источниками нейтронов, ИЯУ представляют для экспериментаторов уникальный инструмент исследования в различных областях науки и техники. Без них было бы невозможным как создание ядерного оружия, так и развитие ядерной энергетики. Количество ИЯУ в мире особенно быстро росло в 50-70-х годах прошлого столетия и к середине 70-х годов достигло максимума 390 ИЯУ.² Со временем ИЯУ стали применять не только для решения задач обороны, фундаментальной науки и ядерной энергетики, но и в других отраслях, включая медицину и биологию. Десятки ИЯУ были поставлены США и Советским Союзом в другие страны. По данным МАГАТЭ за весь период развития ядерной физики в мире было построено 692 ИЯУ различных типов и различной мощности.³

Однако к началу 80-х рост числа ядерных исследовательских установок в мире прекратился. К этому времени на мощных ИР были достигнуты значительные плотности потоков нейтронов ($0,5 \times 10^{16}$ н/см²×с), а попытки дальнейшего увеличения этого параметра столкнулись с проблемой устойчивости материалов конструкции ИЯУ. Решение материаловедческих проблем потребовало значительных исследовательских и финансовых усилий. С другой стороны, к этому времени была накоплена значительная база экспериментальных данных, использование которой позволило разработать и верифицировать вычислительные программы, позволяющие решать многие практические задачи в различных областях без использования ИЯУ. В силу этих причин, начиная с середины 80-х годов, строительство новых ИЯУ практически прекратилось, и преобладающим стал процесс их вывода из эксплуатации. В настоящее время в мире имеется 232 действующих ИЯУ, и только 7 строится или запланировано к строительству.⁴

К основным характеристикам ИР относится отношение плотности нейтронного потока к мощности реактора. С самого начального этапа создания парка ИЯУ основным приоритетом для исследователей и конструкторов являлось получение

¹ Научный сотрудник Центра по изучению проблем контроля над вооружениями, энергетике и экологии.

² Аксенов В.Л., Архангельский Н.В., Лопаткин А.В., Третьяков И.Т. «Исследовательские реакторы: кризис или смена вех?», доклад на международной научно-технической конференции «Исследовательские реакторы в 21 веке», 20-23 июня 2006 г, Москва.

³ IAEA Research Reactors Database, <http://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx?filter=0>

⁴ “Research Reactors: Purpose and Future”, IAEA Report, http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/Technical_Areas/RRS/documents/RR_Purpose_and_Future_BODY.pdf

ние в экспериментальных каналах наибольшей величины плотности нейтронного потока с одновременной минимизацией мощности реактора. Достижение максимального значения этого параметра требует минимизации объема активной зоны ИР и использования уранового топлива с максимально возможным обогащением. По этой причине, большинство ИР в России и США конструировались с использованием топлива, обогащение которого достигало 90% по U_{235} .

В конце 70-х годов, как в США, так и в СССР, появилось понимание того, что поставки топлива для ИЯУ на основе высокообогащенного урана (ВОУ)⁵ в другие страны создает вполне определенные риски для режима нераспространения ядерного оружия, поскольку основное потребление ВОУ в гражданских целях осуществляется в этих реакторах. По этой причине в обеих странах были инициированы программы по разработке и производству топлива для ИЯУ, поставленных за рубеж, в котором обогащение урана уменьшалось с 80-90% до 20-36%. Советская программа по уменьшению обогащения топлива для исследовательских реакторов была принята в начале 80-х.⁶ Программой предусматривалось осуществить понижение обогащения топлива в два этапа: на первом этапе уменьшить обогащение до 36%, а на втором – ниже 20%.

В 1993 между Россией и Соединенными Штатами началось сотрудничество по разработке низкообогащенного топлива для ИР, поставленных Россией (СССР) за рубеж. Это сотрудничество, осуществляемое в рамках программы «Перевод исследовательских и испытательных реакторов на топливо с пониженным обогащением», продолжается в настоящее время. В 1994 г. Минатомом РФ была введена в действие отраслевая программа «Создание твэлов и ТВС с топливом 20%-го обогащения по урану-235 для активных зон исследовательских реакторов».⁷ Основной целью программы является разработка и организация производства ТВС для реакторов в третьих странах, построенных по советским проектам. Программа состоит из трех основных этапов:

1. Разработка и создание твэлов и ТВС с топливом на основе UO_2-Al .
2. Разработка и создание твэлов и ТВС с высокоплотным топливом на основе уран-молибденовых сплавов.
3. Разработка твэлов и ТВС нового поколения для исследовательских реакторов.

В данной программе участвуют ОАО ТВЭЛ, ДАЭ Минатома, ФГУП НИКИЭТ, ФГУП ВНИИНМ, ОАО НЗХК, ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, ФГУП ГНЦ РФ ФЭИ, ФГУП ИРМ, ФГУ РНЦ КИ, ПИЯФ РАН. В результате проведения лабораторных, конструкторских и технологических разработок, реакторных и послереакторных исследований работы по первому этапу завершены. Для ИР Венгрии, Украины, Вьетнама, Чехии, Узбекистана, Ливии, Болгарии, Северной Кореи на Новосибирском заводе химконцентратов организовано производство ТВС типа

⁵ Высокообогащенным ураном считается уран в котором концентрация изотопа U_{235} превышает 20%.

⁶ N.V. Arhangelskiy, "Problems of Research Reactors conversion from HEU to LEU. History and perspective", Russian-American Symposium on the Conversion of Research Reactors to LEU Moscow, 8 June, 2011.

⁷ Аден В.Г., Карташев Е.Ф., Лукичев В.А., Лавренюк П.И., Троянов В.М., Енин А.А., Ткачев А.А., Ватулин А.В., Добрикова И.В., Супрун В.Б. «Российская программа снижения обогащения топлива в исследовательских реакторах. Состояние и перспективы», международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.

ВВР-М2 и ТВС типа ИРТ-4М с топливом, обогащение которого по урану-235 ниже 20%.

Реализация этого этапа заложила основы для успешной реализации межправительственного российско-американского соглашения «О сотрудничестве по ввозу в Российскую Федерацию ядерного топлива исследовательских реакторов, произведенного в Российской Федерации» (программа RRRFR). С заключением этого соглашения в мае 2004 г. программа конверсии исследовательских реакторов и возвращения свежего и отработанного высокообогащенного уранового топлива из третьих стран получила дополнительный импульс. В программе участвуют 14 стран: Белоруссия, Болгария, Венгрия, Вьетнам, Казахстан, Латвия, Ливия, Польша, Румыния, Сербия, Узбекистан, Украина, Чешская Республика. На конец 2011 г. в Россию было возвращено более 600 кг свежего и около одной тонны отработанного высокообогащенного уранового топлива. Важно отметить, что российско-американское сотрудничество по конверсии ИР и возврату свежего и отработанного высокообогащенного топлива поддержано совместными заявлениями российского и американского президентов В. Путина и Дж. Буша в 2005 г., и Д. Медведевым и Б. Обамой в 2009 г.

В России до недавнего времени задача конверсии собственных реакторов с целью минимизации использования ВОУ не ставилась — несмотря на то, что страна располагает наибольшим количеством ИР работающих на ВОУ. Среди российских специалистов эта тема стала обсуждаться лишь в связи с заключением Соглашения между Росатомом и Департаментом Энергетики США о проведении предварительного исследования о возможности конверсии шести российских ИР в декабре 2010 г.⁸

В данной работе, на основе имеющейся информации о состоянии парка ИР России и планах их использования, предложена оценка перспектив конверсии российских ИР.

⁸ «Шесть российских реакторов будут переведены на низкообогащенное топливо», Nuclear Ru, 07.12.2010, http://www.nuclear.ru/rus/press/other_news/2118672/

Российские исследовательские реакторы

Возможность и необходимость конверсии каждого конкретного реактора определяется главным образом его назначением, особенностями конструкции активной зоны, также как и планами по его дальнейшему использованию. На конец 2011 г. в России насчитывалось 32 гражданских ИР (см. Таблицу 1). В это число не входят реакторы, принадлежащие ВНИИЭФ и ВНИИТФ, которые используются для решения задач в рамках оборонных программ.

Таблица 1. Гражданские исследовательские ядерные реакторы

№	Наименование	Владелец	Мощн., МВт	Ввод в экспл./реконструкция	№ лицензии и срок действия	Вид лицензии
1	ИРТ*	Московский инженерно-физический институт (МИФИ)	2.5	1967 реконстр. в 1975	ГН-03-108-1557 До 30.06.2009	Эксплуатация
2	ВВР-Ц	Научно-исследовательский физико-химический институт (филиал НИФХИ)	15	1964 Разработана программа продления, ведутся работы согласно утвержденной программы	ГН-03-108-2185 До 22.09.2014	Эксплуатация
3	ИР-50	Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники (НИКИЭТ)	0.05	1961	ГН-03-108-2214 До 26.11.2014	Эксплуатация
4	ТВР	Институт теоретической физики (ИТЭФ)	2.5	1949	ГН-04-108-1786 До 31.12.2012	Вывод из эксплуатации
5	БР-10	Физико-энергетический институт (ФЭИ)	8	1959	ГН-03-108-1609 До 31.12.2011	Эксплуатация в режиме окончательного останова.
6	АМ-1	ФЭИ	10	1954	ГН-04-108-2349 До 21.04.2017	Вывод из эксплуатации
7	Барс-6	ФЭИ	6.5МДж, импульс.	1994	ГН-03-108-2515 До 31.05.2016	Размещение, сооружение, эксплуатацию и вывод из эксплуатации ЯУ, РИ и ПХ ЯМ и РВ, ХРО
8	ИБР-2 (ИБР-2М)	Объединенный институт ядерных исследований (ОИЯИ)	2 импульс.	1984	ГН-03-108-1611 До 31.12.2011	Эксплуатация

9	ИБР-30	Объединенный институт ядерных исследований (ОИЯИ)	0.025, импульс.	1969	ГН-04-108-1228 до 31.01.2007 г.	Прекращено осуществление гос. надзора за безопасностью установки ИБР-30, т.к. исключён из перечня ИР, КС и ПКС.
10	Ф-1	Российский научный центр "Курчатовский институт" (РНЦ КИ)	0.024	1946	ГН-03-108-1801 До 31.01.2012	Эксплуатация
11	Аргус *	РНЦ КИ	0.05	1981	ГН-03-108-2159 До 17.07.2014	Эксплуатация
12	ИР-8 *	РНЦ КИ	8	1957 2001 г. продлен срок службы до 2005 г.	ГН-03-108-1608 До 31.12.2011	Эксплуатация
13	МР	РНЦ КИ	50	1964	ГН-04-108-2490 До 04.02.2016	Вывод из эксплуатации ЯУ
14	Гидра	РНЦ КИ	Импульсн.	1972 Завершение работ по обосн. продл. срока службы - 2003 г.	ГН-03-108-2000 до 31.01.2014	Эксплуатация
15	Гамма	РНЦ КИ	0.125	1982	ГН-03-108-1646 До 30.03.2012	Эксплуатация
16	ОР *	РНЦ КИ	0.3	1954 Реконстр. в 1988 г.	ГН-03-108-1859 До 30.06.2013	Эксплуатация
17	Барс-4	Научно-исследовательский институт проборов (НИИП)	4 МД, импульс.	1971 Провод периодич продление срока службы и замена отдел. обор.	ГН-03-108-1619 До 31.12.2011	Эксплуатация
18	ВВР-М	ПИЯФ	15 МВт	1959 Очередное обоснование продления срока экспл.- 2005 г.	ГН-03-108-1699 До 30.07.2012	Эксплуатация
19	СМ-3	НИИАР	100 МВт	1992	ГН-03-108-1980 До 31.12.2011	Эксплуатация
20	РБТ-6	НИИАР	6	1975	ГН-03-108-1950 До 31.10.2011	Эксплуатация
21	РБТ-10/1	НИИАР	10	1983	ГН-03-108-1956 До 31.12.2013	Вывод из Эксплуатации
22	РБТ-10/2	НИИАР	10	1984	ГН-03-108-2530 До 30.06.2016	Эксплуатация

23	МИР.М1*	НИИАР	100	1966. Реконстр. в 1975. Разрабатывается проект модернизации	ГН-03-108-2234 До 31.12.2014	Эксплуатация
24	Арбус (АСТ-1)	НИИАР	12	1963	ГН-04-108-2161 До 17.07.2014	Вывод из эксплуатации
25	ВК-50	НИИАР	220	1965 Корпус продл. до 2015 СУЗ-до 2007	ГН-03-108-2467 До 25.12.2015	Эксплуатация
26	БОР-60	НИИАР	60	1969 Ведутся работы по программе продления срока эксп.	ГН-03-108-2233 До 31.12.2014	Эксплуатация
27	ИВВ-2М	ИРМ (Филиал НИКИЭТ)	15	1966. Реконстр. в 1982	ГН-03-108-2438 До 21.10.2015	Эксплуатация
28	У-3	ЦНИИ им. А.Н. Крылова	0.05	1964. Реконстр. в 1989	ГН-03-108-2465 До 24.12.2017	Эксплуатация
29	ИРТ-Т*	ГОУ ВПО «ТПУ»	6	1967. Реконстр. в 1984	ГН-03-108-2452 До 11.11.2015	Эксплуатация
30	ВВРЛ-02 ВВРЛ-03	Научно-исследовательский институт приборов (НИИП)	.		ГН-04-108-1587 от 31.10.2006 До 31.10.2011 Аннулирована лицензия Решение от 31.03.2011 № 1587/А	Вывод из эксплуатации. Исключены из перечня объектов
31	ПИК	ПИЯФ РАН	100	2011	ГН-03-108-2385 До 21.06.2015	Эксплуатация
32	ИРВ-М2	Научно-исследовательский институт приборов (НИИП)	4		ГН-02-108-2489 До 04.02.2016	Сооружение

* — реакторы, в отношении которых проводится предварительное исследование о возможности конверсии в соответствии с соглашением между Росатомом и Департаментом Энергетики США.

По данным Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору за 2011 г. из 32 ИР лицензии на эксплуатацию имеют только 21. Три ИР (ИБР-30, ВВРЛ-02, ВВРЛ-03) полностью остановлены и считаются исключенными из списка, а восемь ИР имеют лицензии на вывод из эксплуатации или работу в режиме окончательного останова (МР, Гамма, РБТ-10-1, Арбус, БР-10, АМ-1, БАРС-6, ТВР).

Из двадцати одного ИР, имеющих лицензию на эксплуатацию, для целей настоящей работы интерес представляют восемнадцать ИР, работающих на высокообогащенном урановом топливе, краткая информация о которых приводится ниже.

БОР-60 (НИИАР)

Большой опытный реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем с тепловой мощностью 60 МВт БОР-60 предназначен для испытания твэлов на основе различных топливных композиций, включающих плутоний. Он также используется для проведения инженерно-технологических исследований для обоснования проектов реакторов на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением, включая исследования по безопасности. Кроме того, на реакторе ведется облучение конструкционных материалов и материалов термоядерных реакторов в жестком спектре нейтронов в диапазоне температуры 300-1000°C.

В активной зоне реактора может находиться от 85 до 124 ТВС. В качестве топливной композиции используется либо диоксид урана с обогащением 90%, либо смесь диоксидов урана и плутония. Обогащение урана лежит в пределах 45-90%, а концентрация плутония достигает 30%. В последние годы реактор работает на мощности 53 МВт около 220-230 суток за год. Коэффициент использования реактора (отношение числа полных рабочих дней работы на мощности к числу календарных дней в году) в последние годы сохраняется на уровне 0,60 - 0,65. Это дает возможность оценить годовую потребность в топливе в пересчете на U_{235} . При условии, что выгорание выгружаемого топлива составляет 30%, годовая потребность достигает 39 кг.

Проектный ресурс реактора в 20 лет уже превышен в два раза. В 2009 г. предполагалось провести реконструкцию реактора с продлением срока службы до 2030 г. Однако оценка работоспособности различных систем реактора показала, что проведение реконструкции нецелесообразно. Поэтому было принято решение по продлению срока эксплуатации ИР БОР-60 только на период с 2010 г. по 2015 г. Не исключено, однако, что его эксплуатация продолжится до завершения строительства многофункционального исследовательского реактора на быстрых нейтронах (МБИР), пуск которого запланирован на 2019 г.

Уникальные особенности реактора, решаемые на нем научно-практические задачи, также как и приближение срока вывода его из эксплуатации, исключают возможность его конверсии.

СМ-3 (НИИАР)

Высокопоточный корпусной водо-водяной реактор СМ-3 с тепловой мощностью 100 МВт предназначен в основном для накопления трансурановых элементов и радиоактивных изотопов более легких элементов, а также для облучения образцов реакторных материалов и изучения их свойств в процессе облучения.⁹

Реактор имеет чрезвычайно компактную активную зону с отражателем из металлического бериллия, размещенную в стальном корпусе и состоящую из 28 ТВС. ТВС скомпонована из твэлов стержневого типа, имеющих в поперечном сечении крестообразную форму. Топливная композиция — диоксид урана 90% обогащения, диспергированный в матрице из меди с добавлением бериллиевой

⁹ Голованов В.Н., Ефимов В.Н., Клинов А.В., Махин В.М. «Исследовательские реакторы ГНЦ РФ НИИАР: основные результаты эксплуатации и применения. Предложения по использованию для развития ядерных технологий 21 века», международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.

бронзы. Масса U_{235} в ТВС 1,128 кг. В среднем за год расходуется 70 ТВС или 79 кг U_{235} .¹⁰

Коэффициент использования реактора достаточно высок и находится на уровне 0,7. Проектный срок эксплуатации реактора 25 лет (до 2017 г. включительно). Однако проведенное совершенствование различных технологических систем реактора, а также результаты расчетно-экспериментальных исследований позволяют говорить о возможности его дальнейшей эксплуатации за пределами проектного срока.

В настоящее время ведется работа по расширению экспериментальных возможностей реактора с целью обеспечения возможности проведения длительных облучений образцов материалов ЯЭУ больших размеров. С этой целью было уменьшено количество топлива в активной зоне, за счет увеличения на 20% содержания урана-235 в существующих твэлах. На 2012-2014 гг. запланированы работы по замене центральной зоны реактора.

По мнению специалистов перевод реактора на использование низкообогащенного топлива с сохранением его технических характеристик невозможен вследствие его конструктивных особенностей.¹¹

РБТ-6 и РБТ-10/2 (НИИАР)

Исследовательские реакторы РБТ-6 и РБТ-10/2 бассейнового типа созданы как источники нейтронов для облучения материалов с целью исследования изменений их свойств, а также для получения радионуклидных источников или материалов с требуемыми свойствами. Реакторы используются для исследований, не требующих большого темпа набора флюенса нейтронов, но с возможностью проведения долговременных экспериментов при высокой стабильности параметров.

Активная зона реактора РБТ-6 состоит из 56 отработавших ТВС реактора СМ-3. Среднее выгорание загружаемых ТВС не менее 35%, а выгорание выгружаемых ТВС не менее 50%. Масса U_{235} в активной зоне на начало кампании составляет 32-34 кг. Средняя продолжительность кампании 40 суток.

В активную зону реактора РБТ-10/2 загружается 78 отработавших ТВС реактора СМ-3. Активную зону набирают в основном из ТВС, с выгоранием 10÷30%, но не более 50% выгорания по U_{235} . Среднее выгорание выгружаемых ТВС 37-39%. В качестве замедлителя используется дистиллят, а в качестве отражателя – дистиллят и двенадцать бериллиевых кассет по углам активной зоны. Общая масса U_{235} в зоне на начало кампании составляет 44-46 кг. Длительность кампании 60 суток. Реактор РБТ-10/2 в настоящее время эксплуатируется на мощности 7 МВт, с коэффициентом использования 0,6-0,7.

Предполагалось, что реактор РБТ-6 будет окончательно остановлен в 2009 г., а РБТ-10/2 в 2012 г. Однако результаты обследований и оценки фактического со-

¹⁰ А.И. Звир, Ю.А. Краснов, А.П. Малков, А.Л. Петелин, М.Н. Святкин, С.И. Чекалкин, «Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации», 13-е ежегодное российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград, 23-27 мая, 2011 г.

¹¹ V. Ivanov “Research reactors in Russia. Status and prospects for reducing the fuel enrichment”, Washington, 2010.

стояния реакторов дали основания для возможности их дальнейшей эксплуатации до 2020 г. включительно.

По мнению экспертов, конвертировать реакторы на низко-обогащенное топливо невозможно.¹² Однако оба реактора могут работать и на свежем топливе, а конструкция топливных элементов не исключает использование топливной композиции более высокой плотности. Поэтому принципиальная возможность конверсии имеется. С другой стороны, если реактор СМ-3 будет работать до 2017 г., тогда перевод РБТ-6 и РБТ-10/2 на низко-обогащенное топливо представляется нецелесообразным по экономическим соображениям.

МИР-М1 (НИИАР)

Реактор бассейнового типа мощностью в 100 МВт предназначен для испытаний ТВС, фрагментов ТВС и отдельных твэлов атомных электрических станций в режимах их нормальной эксплуатации, режимах с нарушением и в аварийных условиях. Реактор применяется и для накопления изотопов.

Активная зона реактора, размещенная в бассейне с водой и набранная из шести стигманных бериллиевых блоков, содержит от 48 до 58 ТВС. Каждая рабочая ТВС состоит из 4-х коаксиальных кольцевых твэлов с высотой активной части 1 м. Охлаждение ТВС осуществляется циркулирующей водой. Топливная композиция – диоксид урана 90% обогащения, диспергированный в алюминиевой матрице. Так как свежая ТВС содержит 356 г U_{235} , то полная масса U_{235} в активной зоне при загрузке 58 ТВС равна 20,6 кг. Среднее выгорание выгружаемых ТВС 55-60%. Временной коэффициент использования реактора в последние годы находился на уровне 0,6. Потребление урана в год достигает 39,1 кг.¹³

На основании результатов комплексного обследования систем и оборудования реакторной установки, проведенного в 2001-2003 гг., в 2004 г. было утверждено решение о продлении срока эксплуатации ИР МИР-М1 до 2017 г. при условии реализации программы усовершенствования реакторной установки. Программа предусматривает модернизацию систем и оборудования без длительных остановок на выполнение работ, обеспечивая при этом временной коэффициент использования реактора в течение года около 60%.¹⁴ В соответствии с российско-американским соглашением о проведении предварительного исследования о возможности конверсии шести российских ИР изучается возможность перевода реактора МИР-М1 на низко-обогащенное топливо. Предварительный анализ показывает, что такая возможность существует в случае разработки 6-ти трубчатой коаксиальной ТВС, с топливной композицией из диоксида урана 19,7% обогащения, диспергированного в алюминиевой матрице или урана 19,7% обогащения, диспергированного в молибдене.¹⁵

¹² V. Ivanov, "Research reactors in Russia. Status and prospects for reducing the fuel enrichment", Washington, 2010.

¹³ I.T. Tretiyakov, "Modification of the reactors cores", presentation at the Russian-American Symposium on Conversion of the Research Reactors to LEU Fuel, Moscow, June 8-10, 2011.

¹⁴ А.Л. Ижутов, В.А. Овчинников, С.В.Романовский, В.А. Свистунов, М.Н. Святкин, «Продление срока эксплуатации и перспективы использования петлевого исследовательского реактора МИР», 13-е ежегодное российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград, 23-27 мая, 2011 г.

¹⁵ V.A.Starkov, "The Status of Testing LEU U-Mo Full Size IRT Type Fuel Elements and Mini-Elements in the MIR Reactor", Progress, Challenges, and Opportunities for Converting U.S. and Russian Research Reactors: A Workshop Report, the National Academies Press, Washington D.C., 2012.

ИБР-2М (ОИЯИ)

Исследовательский реактор ИБР-2, средней мощностью 2 МВт, являлся импульсным реактором периодического действия на быстрых нейтронах с жидкометаллическим натриевым теплоносителем.¹⁶ Реактор использовался главным образом для пучковых исследований в области физики конденсированных сред, биологии, химии и материаловедения. В период с 2004 по 2011 гг. реакторная установка была подвергнута модернизации. С учетом опыта эксплуатации реактора и проведения физических исследований был предложен и реализован ряд новых технических решений, заметно улучшающих эксплуатационные и физические характеристики реактора. Плотность нейтронного потока в центре зоны достигает 10^{17} н/см²сек. В июне 2011 г. состоялся запуск модернизированного реактора, получившего название ИБР-2М.

Активная зона реактора ИБР-2М состоит из 69 ТВС, в качестве топливной композиции используется диоксид плутония с общей массой 82,5 кг. При режиме работы в 2500 часов в год время использования зоны составляет около 20 лет.

Уникальная конструкция реактора, рекордно высокая плотность нейтронного потока, недавно проведенная реконструкция и длительное использование активной зоны без перегрузки (20 лет) с большой вероятностью исключают данный реактор из списка потенциальных кандидатов на конверсию.

ВВР-М (ПИЯФ)

Пуск реактора бассейнового типа ВВР-М с тепловой мощностью 18 МВт состоялся в конце 1959 г. На реакторе проводятся исследования по ядерной физике, физике конденсированного состояния, радиационного материаловедения, радиобиологии, а также производится наработка радионуклидов для медицинских целей и промышленных предприятий. Системы реактора подвергались постоянной модернизации.

Активная зона с бериллиевым отражателем содержит 145 ТВС трубчатого типа ВВР-М5. Топливной композицией является диоксид урана 90% обогащения, диспергированный в алюминиевой матрице. Каждая ТВС содержит 74 г урана, общая масса урана в зоне 10,73 кг. Продолжительность работы реактора на мощности достигает 3000 часов в год.¹⁷ Продолжительность одного рабочего цикла составляет 35 дней, из которых 21 день работает на мощности 18 МВт. Выгорание выгружаемого топлива 29%. Годовая потребность в U_{235} , в случае осуществления за год 10 рабочих циклов, составляет 13 кг.

ТВС типа ВВР-М5 производятся также с обогащением 36%. Однако проведенное исследование показало, что при переводе реактора ВВР-М на низкообогащенное топливо его эксплуатационные характеристики деградируют. Сохранение этих характеристик требует использования топлива с плотностью урана 8,5 г/см³, однако в настоящее время топлива с такой плотностью не производит-

¹⁶ Аксенов В.Л., Ананьев В.Д., Виноградов А.В., Шабалин Е.П., Третьяков И.Т. «Модернизация импульсного реактора ИБР-2», Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.

¹⁷ Алехин А.И., Коноплев К.А., Орлов С.П., Пикулик Р.Г., «46-летний опыт эксплуатации реактора ВВР-М ПИЯФ РАН», Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.

ся.¹⁸ С учетом того, что разработка, испытание и лицензирование нового топлива потребует несколько лет, а реактор имеет достаточно преклонный возраст, целесообразность его перевода на низко-обогащенное топливо не очевидна.

ИР-8 (КИ)

Исследовательский реактор ИР-8 является реактором бассейнового типа мощностью 8 МВт с использованием обычной воды в качестве замедлителя, теплоносителя и верхней защиты и отражателем нейтронов, собранным из бериллиевых блоков. Реактор обладает экспериментальными возможностями для проведения фундаментальных и прикладных исследований в области ядерной физики, физики твёрдого тела и сверхпроводимости, наноматериалов и нанотехнологий, радиационной химии, радиобиологии, радиационного материаловедения, испытаний образцов топливных композиций для перспективных энергетических реакторных установок, а также для производства различных радиоизотопов.

Активная зона реактора ИР-8 состоит из шестнадцати шести- и четырехтрубных ТВС квадратного сечения ИРТ-3М. В качестве топлива может использоваться либо металлокерамика, либо уран-молибденовый сплав. Содержание урана 90% обогащения в ТВС составляет 352, 309 и 235 граммов для восьми-, шести-, и четырех-трубных ТВС соответственно. Масса U_{235} в активной зоне со “свежими” ТВС составляет 4,35 кг, средняя глубина выгорания выгружаемых ТВС - 45%.¹⁹ Продолжительность одного рабочего цикла составляет 41,7 суток, за это время вырабатывается 250 МВт-дней энергии. В год осуществляется 4 цикла с общей продолжительностью работы на мощности 4000 часов. Расход ТВС за год составляет 8 штук, или 2,2 кг U_{235} .

Данный реактор входит в число шести ИР, в отношении которых проводится предварительное исследование о возможности конверсии в соответствии с российско-американским соглашением. Перспективы конверсии данного реактора во многом определяются возможностью поддержания нейтронного потока на уровне 10^{14} н/см²сек без существенного увеличения мощности. Начальная стадия проведенных исследований не исключает возможность работы этого реактора на уран-молибденовой дисперсионной топливной композиции с обогащением урана 19,7%.

ИВВ-2М (НИКИЭТ)

На высокопоточном ИР ИВВ-2М бассейнового типа с тепловой мощностью 15 МВт проводятся исследования топливных материалов и твэлов. В 1996-2006 гг. проведены работы по увеличению срока эксплуатации реактора до 2025 г.

Активная зона реактора формируется из 42 трубчатых ТВС гексагональной формы. В качестве топливной композиции используется диоксид урана 90% обогащения, диспергированный в алюминиевой матрице. Общая масса U_{235} в активной зоне 6,76 кг. Временной режим использования реакторной установки достаточно высок и достигает 85%. Предполагая глубину выгорания выгружа-

¹⁸ I.T. Tretiyakov, “Modification of the reactors cores”, presentation at the Russian-American Symposium on Conversion of the Research Reactors to LEU Fuel, Moscow, June 8-10, 2011.

¹⁹ V. Nasonov, “Conversion of IR-8 reactor”, presentation at the Russian-American Symposium on Conversion of the Research Reactors to LEU Fuel, Moscow, June 8-10, 2011.

емого топлива равной 45%, получаем для этого реактора 9,6 кг в качестве оценки годовой потребности U_{235} .

Начальное исследование в отношении конверсии реактора на низкообогащенное топливо показало, что использование дисперсионного топлива с ураном 19,7 % обогащения и плотностью 6,5 г/см³ не должно вести к ухудшению характеристик реактора. Однако будет ли производство такого топлива экономически оправданным пока не ясно. С учетом этого обстоятельства и возможного срока вывода реактора из эксплуатации (через 10-12 лет), а также времени необходимого для разработки и тестирования новых ТВС с низкообогащенным ураном, целесообразность конверсии этого реактора не представляется очевидной.

ПИК (ПИЯФ)

Физический пуск высокопоточного пучкового исследовательского реактора с тепловой мощностью 100 МВт состоялся в 2011 г., а энергетический пуск запланирован на 2014 г.²⁰ Реактор ПИК предназначен для проведения исследовательских работ в области ядерной физики, физики слабого взаимодействия, физики конденсированного состояния, структурной и радиационной биологии и биофизики, радиационной физики и химии, а также для решения прикладных технических задач.

Активная зона реактора объемом около 50 л состоит из 18 ТВС, отличающихся составом и формой и помещена в тяжеловодный отражатель.²¹ Двенадцать ТВС имеют поперечное сечение в форме неправильного шестигранника и содержат по 241 крестообразных стержневых твэлов. Шесть квадратных ТВС содержат 161 твэл. В реакторе ПИК использованы твэлы реактора СМ, с увеличенной до 500 мм длиной топливной части. В качестве топливной композиции используется диоксид урана 90% обогащения, диспергированный в медно-бериллиевую матрицу. Плотность урана в матрице 1,5 г/см³. Общая масса урана в активной зоне оценивается на уровне 23,5 кг.

Для оценки годового потребления U_{235} данным реактором предположим, что на мощности реактор будет работать 250 дней в году, а среднее выгорание выгружаемых ТВС будет на уровне 30%. При этих предположениях годовая потребность U_{235} составит 83 кг.

Перспектива перевода на низкообогащенное топливо реактора с рекордными параметрами, строительство которого с перерывами осуществляется с 1979 г. и для которого наконец-то начался процесс ввода в эксплуатацию, в настоящее время, маловероятна.

ВВР-Ц (НИФХИ)

ВВР-Ц представляет собой гетерогенный, водо-водяной реактор бассейнового типа с тепловой мощностью 15 МВт. Он предназначен для проведения широкого круга работ в области радиационной химии, структурных и материаловедче-

²⁰ «Энергетический пуск исследовательского реактора ПИК может состояться в 2014 г.», Nuclear Ru, 6 июня 2012 г., http://www.nuclear.ru/rus/press/other_news/2126561/

²¹ Захаров А.С., Коноплев К.А., Пикулик Р.Г., Смольский С.Л., Сушков П.А., «Исследование пучков активных зон реактора ПИК на полномасштабном критстенде», Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.

ских исследований, активационного анализа. С 1980 г. на базе реактора действует и развивается производство радионуклидов медицинского назначения, нейтронного легирования полупроводников и радиационного модифицирования минералов.

Активная зона реактора набирается из 70 ТВС типа ВВР-Ц гексагональной формы, состоящей из трех или пяти трубчатых твэлов. Топливная композиция – диоксид урана 36% обогащения в алюминиевой матрице. Пятитвэльная ТВС содержит 103 г, трехтвэльная – 89 г U_{235} . Годовое потребление U_{235} , с учетом того, что реактор работает на мощности 13 МВт и в предположении длительности работы в 250 дней, составляет 8,1 кг.

Конструкция данного реактора подобна казахстанскому реактору ВВР-К, для которого разработано топливо с обогащением 19,7%. В настоящее время топливные сборки типа ВВР-КН, изготовленные на Новосибирском заводе химконцентратов, проходят заключительные испытания. Перевод реактора ВВР-К на новые ТВС не ухудшает его рабочих параметров. Следовательно, реактор ВВР-Ц также может быть переведен на топливо с 19,7 % обогащением, и поскольку в настоящее время идет планомерная и последовательная модернизация реактора, нацеленная на создание на базе ВВР-Ц нового реактора ИВВ-10, перевод на низко-обогащенное топливо был бы целесообразен.

АРГУС (КИ)

Водо-водяной растворный реактор «Аргус» с тепловой мощностью 20 кВт используется для нейтронной радиографии, нейтронного активационного анализа и для производства медицинских изотопов.

Активная зона этого реактора объемом 22 литра заполнена водным раствором уранил-сульфата (UO_2SO_4). Обогащение урана 90%, масса урана – 1,71 кг.

Реактор относится к числу тех реакторов, которые в 2006-2010 гг. находились в работе менее 10% календарного времени.²²

Реактор «Аргус» входит в число шести ИР о проведении предварительного исследования о возможности конверсии в соответствии с российско-американским соглашением. В настоящее время идет подготовительная работа по переводу реактора на низкообогащенное топливо. Ожидается, что эта работа будет завершена в 2014 г.

ОР (КИ)

Корпусной водо-водяной реактор ОР с тепловой мощностью 300 кВт предназначен для научных и прикладных исследований в области противорадиационных защит и радиационной стойкости аппаратуры.

Активная зона реактора формируется из 25 ТВС типа С-36. Обогащение урана 36%, общая масса урана в зоне 3,8 кг. Годовая потребность в U_{235} при работе на мощности 2000 часов в год оценивается в 0,08 кг.

²² Святкин М.Н., Федулин В.Н., Гатауллин Н.Г., Виноградов М.К., «Анализ эксплуатации исследовательских ядерных установок России за 2006-2010 годы», Центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок (ЦАИ ИЯУ); <http://safety.niiar.ru/file/doklad4.doc>

Реактор ОР входит в число шести ИР в отношении которых изучается возможность конверсии в соответствии с российско-американским соглашением.

ГИДРА (КИ)

Растворный импульсный самогасящийся реактор «Гидра» с энергией в импульсе 30 МДж используется для испытания твэлов ЯРД-ЯЭДУ и других типов, а также для производства короткоживущих радионуклидов.

Активная зона представляет водный раствор уранил-сульфата (UO_2SO_4) объемом 40 литров. Обогащение урана 90%, масса урана-235 – 3,2 кг. В период 2006-2010 гг. реактор находился в работе менее 10% календарного времени.

ИРТ-Т (ТПУ)

Исследовательский ядерный реактор бассейнового типа ИРТ-Т имеет мощность 6 МВт. Реактор используется для подготовки специалистов в области разработки и эксплуатации ядерных установок, а также для решения научных и практических задач в области ядерной физики, нейтронно-активационного анализа, радиационной физики и химии, ядерной медицины. Реактор используется также для выполнения заказов по легированию кремния, доход от выполнения которых составляет значительную часть средств, необходимых для поддержания нормальной работы реакторной установки. С момента пуска в 1967 г. реактор был подвергнут нескольким реконструкциям, его первоначальная мощность была увеличена с 2 МВт до 6 МВт. В результате реконструкций реактор имеет разрешенный срок эксплуатации до 2034 г. В настоящее время имеются планы перевода реактора на мощность 12 МВт.

Первоначально активная зона загружалась ТВС ЭК-10 с 10% обогащением по U_{235} . После проведенной реконструкции активной зоны в 1971 г. стали использоваться ТВС ИРТ-2М, а с 1979 г. — ТВС ИРТ-3М с 90% обогащением по U_{235} и бериллиевым отражателем. В настоящее время активная зона формируется из восьми шести-трубных и двенадцати восьми-трубных ТВС содержащих 309 г и 352 г U_{235} соответственно. Общая масса U_{235} в активной зоне 6,7 кг. Если среднее время работы реактора на мощности в год составляет 3500 часов, то годовая потребность в U_{235} составляет 2,2 кг.

Реактор ИРТ-Т входит в число тех шести ИР в отношении которых ведется предварительное исследование о возможности конверсии в соответствии с российско-американским соглашением. Целесообразно отметить также, что реконструкция и модернизация реактора ИРТ-Т включена в перечень мероприятий ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 г. и на период до 2015 г.». Владелец реактора Томский политехнический университет совместно с Арагонской национальной лабораторией (США) изучают возможность перевода реактора на низкообогащенное топливо. Предварительные результаты показывают, что переход на низкообогащенное уран-молибденовое топливо приведет к существенному ужесточению нейтронного спектра, что включает возможность использования реактора для легирования кремния.²³

²³ Yu. A. Tsibulnikov, presentation at the Russian-American Symposium on Conversion of the Research Reactors to LEU Fuel, Moscow, June 8-10, 2011.

ИРТ (МИФИ)

Исследовательский реактор ИРТ бассейнового типа имеет мощность 2,5 МВт и используется в целях проведения научных исследований, обучения студентов и переподготовки специалистов для ведущих научных центров.

Активная зона состоит из шестнадцати ТВС трубчатого типа ИРТ-3М – десяти шести-трубных и шести восьми-трубных. Общая масса U_{235} в активной зоне – 3,5 кг.²⁴ Время работы реакторы на мощности не превышает 1000 часов в год, поэтому годовая потребность в U_{235} не превышает 0,25 кг.

Данный реактор также входит в число шести ИР в отношении которых проводится предварительное исследование о возможности конверсии в соответствии с российско-американским соглашением. Результаты начального этапа исследования показывают, что хотя ряд характеристик реактора ухудшаются, возможен его перевод на использование ТВС ИРТ-4М с обогащением 19,7% по U_{235} .²⁵ Однако это потребует реконструкции реактора, которая запланирована в ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 г. и на период до 2015 г.».²⁶

БАРС-4 (НИИП)

Быстрый двухзонный исследовательский самогасящийся реактор Барс-4 (Барс – быстрый атомный реактор самогасящийся) с металлической активной зоной используется как интенсивный источник гамма- и нейтронного излучения для исследований радиационной стойкости радиоэлектронной аппаратуры и компонентов ядерного оружия. Средняя мощность реактора 1 КВт, пиковая мощность в импульсе $1,4 \cdot 10^8$ КВт, энергия в импульсе 4 МДж.

Активная зона реактора формируется из 20 ТВС типа Р-56, топливная композиция представляет сплав урана 90% обогащения с молибденом. Масса активной зоны 250 кг. Согласно техническому регламенту реактор может производить не более одного импульса в сутки.

Режим работы данного реактора делает задачу его перевода на низкообогащенное топливо неактуальной и в настоящее время не рассматривается.

ИРВ-М2 (НИИП)

Реактор бассейнового типа ИРВ-М1 мощностью 2,0 МВт был создан для проведения исследований в области радиационной стойкости материалов, изделий электронной техники, электротехники. Конструкция отражателя и экспериментальных каналов обеспечивают формирование потоков нейтронов с жестким спектром, необходимым для выполнения поставленных перед реактором задач. С 1991 г. по настоящее время идет реконструкция реактора, его мощ-

²⁴ А.А.Портнов, «Итоги эксплуатации ИРТ МИФИ В 2008 году», доклад на совещании «Безопасность исследовательских ядерных установок», Дмитровград, май 2009 г.

²⁵ I.T. Tretiyakov, “Modification of the reactors cores”, presentation at the Russian-American Symposium on Conversion of the Research Reactors to LEU Fuel, Moscow, June 8-10, 2011.

²⁶ E.F. Krychkov, “Problems of IRT MEPhi reactor conversion”, presentation at the Russian-American Symposium on Conversion of the Research Reactors to LEU Fuel, Moscow, June 8-10, 2011.

ность будет доведена до 4 МВт, и реактор получил новое обозначение ИРВ-М2.²⁷

Активная зона реактора состоит из 21 ТВС трубчатого типа ИРТ-2М. Используются четырехтвэльные и трехтвэльные ТВС. Топливная композиция представляет металлокерамику с использованием урана 36% обогащения. Масса U_{235} в четырехтвэльной ТВС равна 230 г, в трехтвэльной – 198 г. Общая масса U_{235} в активной зоне 4,5 кг. При продолжительности работы на мощности 2000 часов в год, потребление U_{235} составит 0,83 кг.

С учетом того, что активная зона реактора относительно недавно прошла модернизацию и реконструкцию, представляется маловероятным, что в ближайшее время будет инициирована работа по переводу реактора на низкообогащенное топливо.

Перспективы конверсии российских исследовательских реакторов

Приведенный выше обзор показывает, что круг научно-технических и практических задач, решаемых с помощью исследовательских реакторов чрезвычайно широк. К ним в первую очередь относятся проведение фундаментальных исследований, развитие ядерной энергетики, а также производство материалов для электроники и медицинских изотопов. Широкий перечень решаемых задач обусловил разнообразие типов реакторов и их технических характеристик. ИР различаются конструкцией активной зоны, выделяемой тепловой мощностью, режимом работы, системой охлаждения, материалами замедлителей и отражателей, количеством и обогащением используемого топлива.

Информация о массе U_{235} , находящегося в активных зонах каждого из этих реакторов, также как оценка в его годовой потребности приводится в Таблице 2.

Таблица 2. Список российских ИР, работающих на высокообогащенном урановом топливе

№	Название	Год старта/модернизации	Масса U_{235} в АЗ, кг	Обогащение	Годовое потребление U_{235} , кг (оценка)
1	Аргус	1981	1,71 ²⁸	90%	-
2	ИР-8	1964/81	4,8 ²⁹	90%	2,2
3	Гидра	1972	3,2 ³⁰	90%	-
4	ОР	1954/89	3,8 ³¹	36%	0,08
5	Барс – 4	1982	250 ³²	90%	-

²⁷ А.М. Членов, Д.И. Маркитан В.И. Трушкин, В.В. Лемехов, «Реконструкция исследовательского бассейнового реактора ИРВ-М1», Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.

²⁸ V. Ivanov “Research reactors in Russia. Status and prospects for reducing the fuel enrichment”, Washington, 2010.

²⁹ см. 6.

³⁰ В.А. Павшук, В.Е Хвостинионов, «Растворные реакторы «Гидра» и «Аргус»», из книги «Высокотемпературная ядерная энергетика. Уникальные разработки и экспериментальная база Курчатовского института», http://www.rfbr.ru/rffi/ru/books/o_64092-77

³¹ См. 6.

6	ИБР-2М	1984/2011	82,5 ³³	90%	-
7	ВВР-М2	1959	13,4 ³⁴	90% (36%) ³⁵	13
8	СМ-3	1961/92	36 (23) ³⁶	90%	79
9	РБТ-6	1975	34	90%	-
10	РБТ-10-2	1984	44 (18.4-50.7) ³⁷	90%	-
11	МИР-М1	1966/75	17,95 ³⁸	90%	39,1
12	Бор-60	1969	55-90 ³⁹	UO ₂ -90%, PuO ₂	39
13	ИВВ-2М	1966/82	10,5 ⁴⁰	90%	9,6
14	ИРТ-Т	1967/84	8,8 ⁴¹	90%	2,2
15	ВВР-Ц	1964	7,6 ⁴²	36%	8,1
16	ПИК	2012	102 ⁴³	90%	83
17	ИРТ	1967	5,15 ⁴⁴	90%	0,25
18	ИРВ-М2	1974/2006	4,83 ⁴⁵	36%	0,83

Приведенные в этой таблице данные показывают, что общее количество U₂₃₅ в активных зонах всех восемнадцати реакторов достигает 720 кг, а годовая потребность в нем оценивается в 276 кг. При этом более 90% от потребности приходится на семь реакторов - ИБР-2М, СМ-3, РБТ-6, РБТ-10/2, Мир-М1, Бор-60, ПИК.

Данные цифры по существу характеризуют отношение России к проблеме перевода своих ИР на низкообогащенное топливо. Если бы решение этой про-

³² Магда Э.П., Снопков А.А., Кураков Н.П., Леваков Б.Г., Лукин А.В., «Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ (обзор)», международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.

³³ Аксенов В.Л., Ананьев В.Д., Виноградов А.В., Шабалин Е.П. (ОИЯИ, Россия)Третьяков И.Т. (ФГУП НИКИЭТ, Россия), «Модернизация импульсного реактора ИБР-2», международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.

³⁴ См. 6.

³⁵ См. <http://www.nccp.ru/ir/vvr-m5.html>

³⁶ I.T. Tretiyakov, "Status of Research Reactors in Russia and Prospects for their Development", presentation at the 2-nd International Symposium on Nuclear Energy (ISNE-09), October 26-28, 2009/ Amman, Jordan.

³⁷ См. 6.

³⁸ См. 6.

³⁹ См. http://www.niiar.ru/?q=bor_60_cartogram и <http://www.csgi.ru/gi/gi6/o2.htm>

⁴⁰ См. 6.

⁴¹ И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров, П.Н. Худолеев, Ю.А. Цибульников, «Опыт эксплуатации ядерного реактора ИРТ-Т и стратегия развития», Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.

⁴² О.Ю. Кочнов, Н.Д. Лукин, Л.В. Аверин, «Реактор ВВР-Ц: Опыт эксплуатации и перспективы развития», http://www.secnrs.ru/magazine/2008/47/47_03.pdf

⁴³ См. 6.

⁴⁴ E.F. Kryuchkov, presentation at the Russian-American symposium on conversion of research and experimental reactors in Russia and USA to LEU fuel, Moscow, June 09, 2011.

⁴⁵ А.М. Членов, Д.И. Маркитан, В.И. Трушкин, В.В. Лемехов, «Реконструкция исследовательского бассейнового реактора ИРВ-М1», международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.

блемы имело высокий приоритет, семь реакторов из вышеприведенного перечня должны были бы стать первыми объектами на конвертирование. Однако, как отмечалось выше, из этих семи реакторов, только в отношении реактора МИР-М1 проводится изучение возможности его перевода на низкообогащенное топливо и предварительный анализ показывает, что такая возможность не исключается. Тем не менее, в осуществляемой в настоящее время программе модернизации этого реактора возможность его перевода на низкообогащенное топливо не рассматривается.⁴⁶ Дополнительным показателем отношения России к данной проблеме может служить и российско-американское соглашение по техническому обоснованию возможной конверсии шести российских реакторов. Из этого списка только конверсия реактора МИР-М1 могла бы внести существенный вклад в снижение использования ВОУ в топливе ИР, так как реактор достаточно интенсивно используется и его годовое потребление U_{235} составляет 39 кг. Для остальных пяти реакторов временной коэффициент использования не превышает 50%, более того для реакторов Аргус, ОР и ИРТ он немногим больше 10%, а годовое потребление U_{235} всеми пятью реакторами не превышает 5 кг. Очевидно, все это свидетельствует о низком приоритете, придаваемом в России, задаче перевода ИР на низкообогащенное топливо.

Отсутствие интереса в России к конверсии собственных исследовательских реакторов может быть объяснено рядом взаимосвязанных причин. Как следует из таблицы 2 четырнадцать из восемнадцати ИР находятся в эксплуатации более 30 лет, и, как результат, у значительной части ИР временной коэффициент использования чрезвычайно низок. В последние годы только немногим более одной трети российских реакторов используются более половины календарного времени, а треть от общего количества ИР работали менее 10% календарного времени. Принимая во внимание экономические затраты связанные с разработкой, тестированием и приобретением низкообогащенного топлива, организации-владельцы реакторов не заинтересованы в конверсии реакторов, срок эксплуатации которых приближается к проектному, и которые практически не используются.

Другая причина связана с тем, что ИР являются основным инструментом решения задач, поставщиком которых является ядерная энергетика. В России, в отличие от США, принят ряд государственных программ по развитию ядерной энергетике, которыми предусмотрено создание новых типов энергетических реакторов, включая реакторы на быстрых нейтронах. По мнению специалистов, разработка энергетических реакторов на быстрых нейтронах не может быть обеспечена исключительно использованием вычислительных методов и потребует проведения исследований на высоко-поточных ИР с плотностью нейтронного потока порядка 10^{16} н/см² с.⁴⁷ По этой причине новый многоцелевой быстрый исследовательский реактор МБИР, пуск в эксплуатацию которого намечен на 2019, будет работать на высокообогащенном топливе. К существующим реакторам, способным обеспечить близкие к этой величине значения плотности нейтронного потока относятся Бор-60, СМ-3, РБТ-6, РБТ-10/2, Мир

⁴⁶ А.Л. Ижutow, В.А. Овчинников, С.В.Романовский, В.А. Свистунов, М.Н. Святкин, «Продление срока эксплуатации и перспективы использования петлевого исследовательского реактора МИР», 13-е ежегодное российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград, 23-27 мая, 2011 г.

⁴⁷ Progress, Challenges, and Opportunities for Converting U.S. and Russian Research Reactors: A Workshop Report, the National Academies Press, Washington D.C. 2012, www.nap.edu

–М1, ПИК, ИБР-2М, ВВР-М, ИР-8, ИВВ-2М работающие на высокообогащенном топливе. Проведение конверсии реакторов, обладающих уникальными характеристиками и занимающих наиболее значимое место среди всех объектов экспериментальной базы, потребует не только разработки и тестирования низкообогащенного топлива, но и реконструкции активной зоны, что по существу означает создание новых реакторов. Это работа потребовала бы времени и значительных финансовых затрат, и могла бы отрицательно сказаться на реализации принятых программ развития ядерной энергетики.

Наконец существует также мнение, что в контексте нераспространения, конверсия ИР для России не является столь актуальной задачей как для других стран, поскольку она является ядерной державой.

Отсутствие в России правительственной программы конверсии собственных исследовательских реакторов, объясняется вероятно совокупностью этих факторов. Без такой программы, поддержанной федеральным финансированием, невозможно рассчитывать на интерес организаций-владельцев реакторов к данной проблеме.

Низкий интерес к конверсии собственных исследовательских реакторов однако не уменьшает интереса Росатома к программе RRRFR. Программа является примером успешного российско-американского сотрудничества и российские специалисты хотели бы включения в программу отработавшего высокообогащенного уранового топлива, накопленного на российских ИР. В хранилищах ОЯТ исследовательских реакторов накоплено около 14 тыс. отработавших ТВС и твэлов различного типа, с содержанием высокообогащенного урана в несколько тонн. Наибольшее количество ОЯТ, около 80% , хранится на двух предприятиях — ФЭИ и НИИАР.⁴⁸ В настоящее время Росатом осуществляет сбор и обобщение необходимой информации для принятия решений по включению в программу RRRFR ОЯТ российских ИР.

В заключение необходимо отметить, что Россия, поддержав заключительное коммюнике саммита по ядерной безопасности, состоявшегося в апреле 2010 г. в Вашингтоне, признает актуальность задачи минимизации использования высокообогащенного урана и перевода ИР с использования высокообогащенного топлива на низкообогащенное. В этой связи представляется, что России целесообразно разработать и принять правительственную программу, основной задачей которой бы являлось поддержание и развитие своего парка исследовательских ядерных установок, способных не только обеспечивать решение задач развития ядерной энергетики и оборонной тематики, но и соответствовать ее международным обязательствам.

Представляется, что одним из направлений этой программы могло бы стать проведение ревизии всех российских исследовательских ядерных установок. Это дало бы возможность определить те установки, эксплуатация которых нецелесообразна по возрастным признакам и/или из-за отсутствия для них задач, а также принять решение о создании новых установок, способных обеспечить необходимую экспериментальную базу для решения задач развития ядер-

⁴⁸ Качур Л.И., «Предварительные исследования возможности расширения международной программы возврата топлива исследовательских реакторов российского производства (RRRFR)», 13-е ежегодное российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград, 23-27 мая, 2011 г.

ной энергетики и отвечающих современным требованиям ядерной безопасности и нераспространения.

Подобная программа обязательно должна определять также и источники финансирования, необходимые для вывода из эксплуатации ненужных исследовательских ядерных установок, конверсию тех ИЯУ для которых это будет технически возможным и экономически оправданным, а также создание новых установок. Принятие подобной правительственной программы однозначно свидетельствовало бы о том, что Россия, наряду с другими странами, также работает в направлении минимизации использования ВОУ в гражданском секторе.

21 июня 2012 г.