

ПЕРСПЕКТИВЫ КОНВЕРСИИ РОССИЙСКИХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ С ТОПЛИВОМ С ВЫСОКООБОГАЩЕННЫМ УРАНОМ

Анатолий С. Дьяков

Важность перевода исследовательских реакторов с топлива с высокообогащенным ураном (ВОУ) с уровнями обогащения до 90–93 процентов урана-235 на топливо с низко обогащенным ураном (НОУ) была признана еще в 1970-х годах. В России было разработано и произведено топливо с обогащением ниже 20 процентов для замены топлива с ВОУ для исследовательских реакторов, которые были поставлены ею в Венгрию, Украину, Вьетнам, Чешскую республику, Узбекистан, Ливию, Болгарию и Северную Корею, но до последнего времени Россия не придавала приоритета задаче конверсии своих собственных исследовательских реакторов, несмотря на то, что в России находится больше исследовательских реакторов с топливом с ВОУ, чем в любой другой стране. В декабре 2010 года Россия и Соединенные Штаты договорились провести предварительное исследование возможности конверсии шести российских исследовательских реакторов. В данной статье оцениваются перспективы их конверсии.

Анатолий С. Дьяков работает в Центре по изучению проблем контроля над вооружениями, энергетики и экологии, г. Долгопрудный, Московская область, Россия.

Почтовый адрес для корреспонденций: Анатолий С. Дьяков, Центр по изучению проблем контроля над вооружениями, энергетики и экологии, 141701, г. Долгопрудный Московской обл., ул. Жуковского, д. 3, офис 301.

Адрес электронной почты: diakov@armscontrol.ru

Статья получена 15 мая 2013 года и принята к публикации 5 марта 2014 года.

ВВЕДЕНИЕ

Ядерные исследовательские реакторы, включающие стационарные и импульсные реакторы, критические и подкритические сборки, используются как источники нейтронов и являются уникальным инструментом для экспериментальных исследований в различных областях науки и техники. Без них было бы невозможным развитие ядерного оружия и ядерной энергетики. Со временем, применение исследовательских реакторов было начато и в других секторах, таких, как медицина и биология. Количество исследовательских реакторов во всем мире быстро увеличивалось, начиная с 1950-х годов и достигло максимума в 390 единиц в 1970-х годах¹. По данным Международного агентства по атомной энергии, по состоянию на середину 2014 года, было построено более 747 научно-исследовательских реакторов, критических и подкритических сборок различных типов и различных возможностей². К началу 1980 г. рост числа ядерных исследовательских реакторов во всем мире остановился.

В наиболее мощных исследовательских реакторах была достигнута плотность потока нейтронов в $0,5 \cdot 10^{16}$ н/см² в секунду, и попытки увеличить плотность потока сверх этих пределов столкнулись с проблемами из-за нестабильности реакторных материалов. Решение этой проблемы материаловедения требовало значительных исследований и финансирования. К этому времени, однако, было накоплено большое количество экспериментальных данных, что позволило разработать и проверить компьютерные программы для решения многих научно-исследовательских проблем с помощью расчетов и моделирования, а не в экспериментах. В результате, строительство новых исследовательских реакторов практически прекратилось, и все большее число реакторов в настоящее время выводится из эксплуатации. По состоянию на середину 2014 года, во всем мире было 247 действующих исследовательских реакторов, и только 6 строящихся и 12 запланированных, в то время как 143 реактора было выключено и 338 выведено из эксплуатации³.

Основной характеристикой исследовательского реактора является отношение плотности потока нейтронов к мощности реактора. Приоритет для исследователей и конструкторов состоит в том, чтобы максимизировать плотность потока нейтронов, доступных в экспериментальных каналах при минимизации мощности реактора. Для достижения этой цели традиционно требуется небольшая активная зона, работающая на ура-

новом топливе на самом высоком возможном уровне обогащения. По этой причине, большинство исследовательских реакторов в России и в Соединенных Штатах были разработаны для применения топлива с ВОУ, обогащенного ураном-235 до 90-93 процентов, т.е. уровня, обычно применяемого для ядерного оружия⁴.

В конце 1970-х годов, как в Соединенных Штатах, так и в Советском Союзе, было осознано, что использование ВОУ в гражданских исследовательских реакторах, особенно если топливо экспортируется в другие страны, создает риски распространения. Для борьбы с этими рисками обе страны приступили к реализации программ по снижению уровня обогащения топлива, поставляемого в другие страны, с 80-90 процентов до 20-36 процентов урана-235. Советская программа по снижению обогащения топлива в исследовательских реакторов была принята в начале 1980-х годов⁵: на первом этапе уровень обогащения был понижен до 36 процентов, а на втором уменьшен до 20 процентов.

В 1993 году Россия и США начали сотрудничество по разработке низкообогащенного топлива (менее 20 процентов) для исследовательских реакторов, поставленных Россией (СССР) за границу. Это продолжающаяся программа является частью Программы снижения обогащения топлива исследовательских и испытательных реакторов (RERTR).

В 1994 году Министерство атомной энергетики Российской Федерации начало программу «Создание тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) и тепловыделяющих сборок (ТВС) с топливом, обогащенным ураном-235 до 20 процентов для активных зон исследовательских реакторов»⁶. Основная цель программы состояла в разработке и организации производства ТВС для реакторов, поставленных Советским Союзом в третьих странах. Участниками этой программы являются: Топливная компания «ТВЭЛ» (ОАО ТВЭЛ), Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежала (АО НИКИЭТ), Всероссийский научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара (АО ВНИИМ), Новосибирский завод химконцентратов (ОАО НЗХК), Научно-исследовательский институт атомных реакторов (ГНЦ – НИИАР), Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского (ФЭИ), Институт реакторных материалов (ИРМ), Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» (НИЦ КИ), и Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова. В программе предусматривались три этапа:

1. Разработка ТВЭЛ и ТВС из топлива на основе UO_2-Al .
2. Разработка ТВЭЛ и ТВС из топлива высокой плотности на основе уран-молибденовых сплавов.
3. Разработка ТВЭЛ и ТВС из топлива для нового поколения исследовательских реакторов.

К 2006 г. работы по первому этапу были практически завершены. На Новосибирском заводе химконцентратов было начато производство ТВС типа ВВР-М2 и ИРТ-4М с обогащением по урану-235 ниже 20% для исследовательских реакторов, поставленных в Венгрию, Украину, Вьетнам, Чешскую Республику, Узбекистан, Ливию, Болгарию, и Северную Корею.

Успешная реализация первого этапа заложила основы для заключения этого соглашения в мае 2004 г. межправительственного российско-американского соглашения «О сотрудничестве по ввозу в Российскую Федерацию ядерного топлива исследовательских реакторов, произведенного в Российской Федерации» (программа RRRFR). Это придало дополнительный импульс усилиям по возвращению изготовленного в России свежего и отработанного высокообогащенного уранового топлива из третьих стран в Россию и конверсии этих исследовательских реакторов на топливо с НОУ. В программе участвуют 14 стран: Белоруссия, Болгария, Венгрия, Вьетнам, Германия, Казахстан, Латвия, Ливия, Польша, Румыния, Сербия, Узбекистан, Украина, и Чешская Республика.

На конец 2012 г. в Россию было возвращено приблизительно 1 930 кг свежего и отработанного высокообогащенного уранового топлива⁷. Из Латвии, Болгарии, Румынии, Ливии, Сербии, Украины и Вьетнама были возвращены все запасы топлива с ВОУ⁸. Важно отметить, что российско-американское сотрудничество по конверсии исследовательских реакторов и возврату свежего и отработанного высокообогащенного топлива было поддержано совместными заявлениями российского и американского президентов В. Путина и Дж. Буша в 2005 г., и Д. Медведева и Б. Обамы в 2009 г.

Несмотря на то, что Россия располагает на своей территории наибольшим количеством исследовательских реакторов, работающих на ВОУ, задача конверсии российских реакторов на топливо с НОУ до недавнего времени не ставилась. Среди российских специалистов эта тема стала обсуждаться лишь в связи с заключением в декабре 2010 г. соглашения между Росатомом и Департаментом энергетики США о проведении предварительного исследования о возможности конверсии шести российских исследовательских реакторов: Аргус, ОР и ИР-8 в Курчатовском Институте (Москва), ИРТ-МИФИ (Московский инженерно-физический институт), ИРТ-Т (Томский технический университет) и МИР-М1 (Научно-исследовательский институт атомных реакторов, Димитровград)⁹.

Данные об этой программе, представленные в настоящей работе, базируются на имеющейся информации о состоянии парка гражданских исследовательских реакторов и планах их использования¹⁰.

ПАРК РОССИЙСКИХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

В конце 2013 года в России было 30 исследовательских реакторов, не включая реакторов, принадлежащих ВНИИЭФ и ВНИИТФ, которые используются в оборонных программах. Возможность и необходимость конверсии каждого гражданского реактора определяются его назначением, конструкцией активной зоны, и планов по его будущему использованию (смотрите Приложение, Российские гражданские исследовательские реакторы).

По данным Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору на 2013 год, из 30 гражданских исследовательских реакторов в стране, только 20 имели лицензии на эксплуатацию. Семь реакторов имели лицензии для вывода из эксплуатации или находились на завершающей стадии отключения (МР, РБТ-10-1, Арбус, БР-10, АМ-1, БАРС-6 и ТВР). Один реактор (ИРВ-М2) имеет лицензию на строительство, и два реактора (ИРТ-МИФИ, Гамма-КИ) не имеют лицензий. Срок предыдущей лицензии на ИРТ-МИФИ истек и заявка на новую лицензию не была представлена.

Топливо для импульсного реактора ИБР-2М производится из оксида плутония, а два других (ИК-50 и ВК-50) реактора используют топливо с НОУ. Таким образом, есть всего пятнадцать лицензированных исследовательских реактора с топливом с ВОУ, один реактор с ВОУ-топливом с лицензией на строительство (ИРВ-М2) и один реактор, заявка на лицензию для которого все еще не была представлена (ИТР-МИФИ). Эти реакторы рассматриваются ниже.

БОР-60: Научно-исследовательский институт атомных реакторов (НИИАР), Димитровград

БОР-60 предназначен для испытания ТВЭЛ на основе различных составов, включающих плутоний. Это большой опытный реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем с тепловой мощностью 60 МВт. 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 от 300 до 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. Временной 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. При условии, что выгорание выгружаемого топлива составляет 30%, оценка годовой потребности урана-235 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 БОР-60 только на период с 2010 г. по 2015 г. Ожидается, что эксплуатация БОР-60 продолжится до завершения строительства многофункционального исследовательского реактора на быстрых нейтронах (МБИР), пуск которого запланирован на 2019–2020 г.¹¹

Уникальные особенности реактора БОР-60, решаемые на нем научно-практические задачи, также как и приближение срока вывода его из эксплуатации, исключают возможность его конверсии на топливо с НОУ.

СМ-3: Научно-исследовательский институт атомных реакторов (НИИАР), Димитровград

Высокопоточный корпусной водо-водяной реактор СМ-3 с тепловой мощностью 100 МВт предназначен в основном для производства трансурановых элементов и радиоактивных изотопов более легких элементов, а также для облучения образцов реакторных материалов и изучения их свойств в процессе облучения¹².

Реактор имеет чрезвычайно компактную активную зону с отражателем из металлического бериллия, размещенную в стальном корпусе и состоящую из 28 ТВС. ТВС скомпонована из ТВЭЛ стержневого типа, имеющих в поперечном сечении крестообразную форму. Топливная композиция — диоксид урана 90% обогащения, диспергированный в матрице из меди с добавлением бериллиевой бронзы. Масса урана-235 в каждой ТВС равна 1,128 кг. В среднем за год расходуется 70 ТВС или 79 кг урана-235¹³.

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.

Продолжается работа по расширению экспериментальных возможностей реактора с целью обеспечения проведения длительных облучений образцов больших размеров из материалов для ЯЭУ. С этой целью было увеличено содержания урана-235 в ТВЭЛ с 5 до 6 г. Сообщается, что проводятся работы по замене активной зоны реактора (см. рисунок 1)¹⁴.

По мнению российских специалистов по реакторам, перевод реактора СМ-3 на использование низкообогащенного топлива с сохранением его ключевых технических характеристик невозможен, и реактор вряд ли будут конвертировать¹⁵.

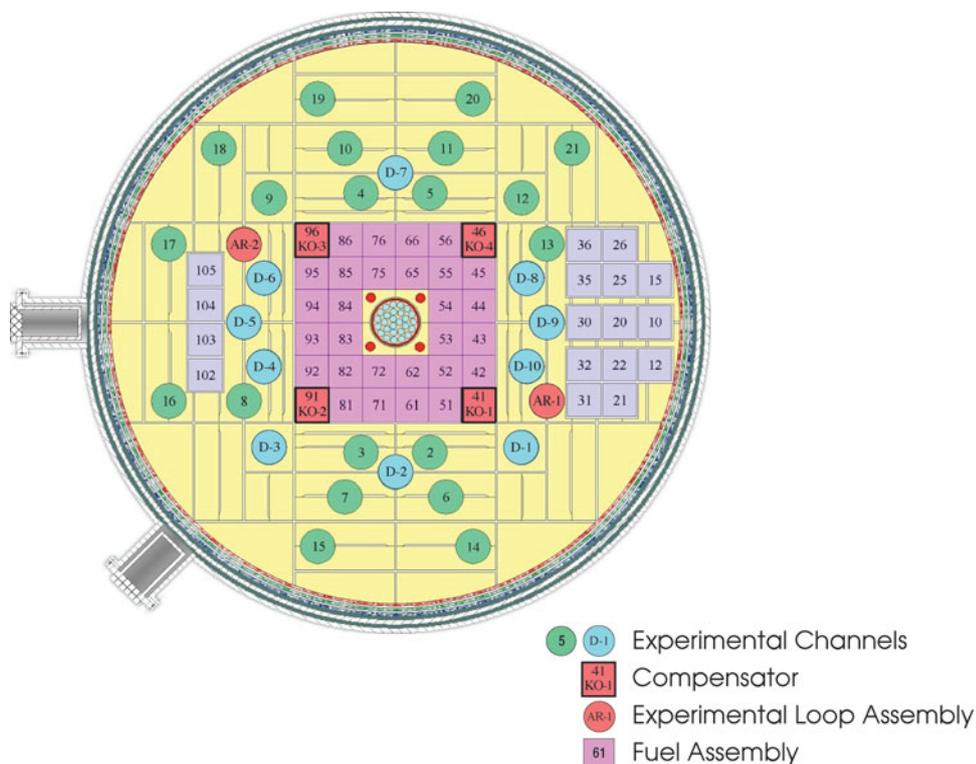


Рисунок 1. Схематическая карта активной зоны реактора СМ-3. Легенда (сверху вниз): 1 – экспериментальные каналы; 2 – компенсатор; 3 – сборка экспериментального контура; 4 – ТВС.

РБТ-6 и РБТ-10/2: Научно-исследовательский институт атомных реакторов (НИИАР), Димитровград

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 производства радионуклидов. Реакторы используются для исследований, не требующих большого флюенса нейтронов, но с возможностью проведения долговременных экспериментов при высокой стабильности параметров нейтронного потока.

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 урана-235 в активной зоне на начало кампании составляет 32-34 кг. Средняя продолжительность кампании около 40 суток.

В активную зону реактора РБТ-10/2 загружается 78 отработавших ТВС реактора СМ-3. Обычно активную зону набирают из ТВС с выгоранием 10 – 30%, но не более 50% выгорания по урану-235. Среднее выгорание выгружаемых ТВС 37 – 39%. В качестве замедлителя используется очень чистая дистиллированная вода, а в качестве отражателя – дистиллированная вода и двенадцать бериллиевых кассет по углам активной зоны. Общая масса урана-235 в активной 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 их фактического состояния, проведенные в 2007–2011 г.г., дают основания продлить операции до конца 2020 г.

По мнению экспертов, конвертировать реакторы на топливо с НОУ невозможно¹⁶. Однако оба реактора могут работать и на свежем топливе, а конструкция ТВЭЛ 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 топливо с НОУ представляется нецелесообразным по экономическим соображениям.

МИР-М1: Научно-исследовательский институт атомных реакторов (НИИАР), Димитровград

МИР-М1 – это реактор бассейнового типа тепловой мощностью в 100 МВт. Он предназначен для испытаний ТВС, отдельных ТВЭЛ и отдельных ТВС атомных электрических станций в режимах их нормальной эксплуатации, режимах с нарушением и в аварийных условиях. Реактор применяется также для производства изотопов.

Активная зона реактора, размещенная в бассейне с водой и набранная из шестигранных бериллиевых блоков, содержит от 48 до 58 ТВС. Каждая рабочая ТВС состоит из 4-х коаксиальных кольцевых ТВЭЛ 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 урана-235, то полная масса урана-235 в полностью загруженной активной зоне (58 сборок) равна 20,6 кг. Среднее выгорание выгружаемых ТВС равно 55-60%. Временной коэффициент использования реактора в последние годы находился на уровне 0,6. Потребление ВОУ за год достигает 39,1 кг¹⁷.

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 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%¹⁸.

Возможность перевода реактора МИР-М1 на топливо с НОУ рассматривалась в соответствии с российско-американским соглашением 2010 г. 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 уран-молибденового сплава, содержащего 9 весовых процентов молибдена, диспергированного в алюминиевой матрице¹⁹.

ВВР-М: Петербургский институт ядерной физики, Гатчина

ВВР-М представляет собой реактор бассейнового типа с водяным охлаждением с тепловой мощностью 18 МВт, который был запущен в конце 1959 г. Он использовался для исследований по ядерной физике, физике конденсированного состояния, радиационного материаловедения, радиобиологии, а также для производства радионуклидов для медицинских целей и промышленных предприятий. Во время эксплуатации системы реактора подвергались постоянной модернизации.

Активная зона с бериллиевым отражателем содержит 145 тепловыхборок типа ВВР-М5. Топливной композицией является диоксид урана 90% обогащения, диспергированный в алюминиевой матрице. Каждая тепловая сборка содержит 74 г урана, общая масса урана в активной зоне равна 10,73 кг. Продолжительность работы реактора на мощности достигает 3000 часов в год²⁰. Продолжительность одного рабочего цикла составляет 35 дней, из которых 21 день реактор работает на мощности 18 МВт. Выгорание выгружаемого топлива равно 29%. Годовая потребность в уране-235, в случае осуществления 10 рабочих циклов за год, составляет 13 кг.

ТВС типа ВВР-М5 изготавливались также с обогащением 36%. Расчеты показали, что эксплуатационные характеристики реактора ВВР-М могут быть сохранены при его переводе на топливо с обогащением 19,7 процента. Однако, производство топлива с таким уровнем обогащения требует плотности урана в топливе в 8,5 г/см³, что в настоящее время не представляется возможным²¹. Учитывая, что разработка, испытание и лицензирование нового топлива потребует нескольких лет, и что реактор довольно стар, ценность конверсии ВВР-М на топливо с низким обогащением не очевидна.

ПИК: Петербургский институт ядерной физики, Гатчина

ПИК – это высокопоточный исследовательский реактор с тепловой мощностью 100 МВт, который начал работать в 2011 г., но энергетический пуск которого, запланированный на 2014 г, был отложен²². 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 состоит из 18 ТВС, отличающихся составом и формой, и помещенных в тяжеловодный отражатель (смотрите рисунок 2)²³. Двенадцать ТВС имеют поперечное сечение в форме неправильных шестигранников и содержат по 241 крестообразных стержневых ТВЭЛ. Шесть квадратных ТВС содержат

по 161 ТВЭЛ каждая. В реакторе ПИК использованы ТВЭЛ конструкции реактора СМ, с увеличенной до 500 мм длиной. В качестве топливной композиции используется диоксид урана 90% обогащения, диспергированный в медно-бериллиевую матрицу. Плотность урана в матрице равна 1,4–1,5 г/см³. Общая масса урана в активной зоне оценивается на уровне 27,5 кг. Предполагая, что реактор будет работать 250 дней в году, а среднее выгорание выгружаемых ТВС будет на уровне 30%, можно считать, что годовая потребность в уране-235 составит 83 кг.

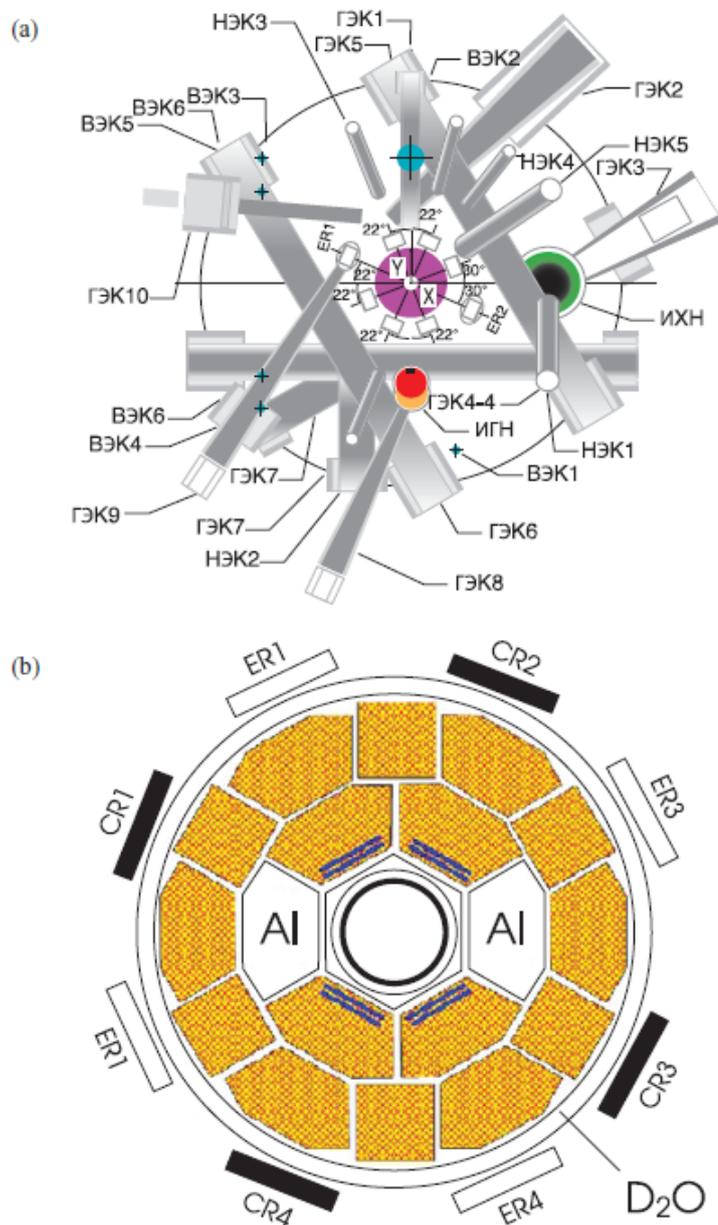


Рисунок 2. Схематическая карта экспериментальных каналов (а) и активной зоны (б) реактора ПИК. Легенда (сверху вниз и слева направо): 1 – ГЭК_{пп} – горизонтальный экспериментальный канал пп ; 2 – ИГН – источник горячих нейтронов; 3 – ВЭК_{пп} – вертикальный экспериментальный канал пп ; 4 – AI – алюминий; 5 – НЭК_{пп} – наклонный экспериментальный канал пп ; 6 – ER_{пп} – аварийные стержни; 7 – ИХН – источник холодных нейтронов; 8 – CR_{пп} – управляющие стержни.

Учитывая, что строительство реактора началось в 1979 году, и что процесс ввода в эксплуатацию только что начался, перспективы конверсии этого реактора на топливо с ВОУ не представляются вероятными.

ИР-8: Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

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 радиоизотопов.

Активная зона реактора ИР-8 состоит из шестнадцати шеститрубных и четырёхтрубных ТВС квадратного сечения. В качестве топлива может использоваться либо урановая металлокерамика, либо уран-молибденовый сплав. Содержание урана 90% обогащения в восьми-, шести-, и четырёхтрубных ТВС соответственно равна 352, 309 и 235 граммам. Масса урана-235 в активной зоне со «свежими» ТВС составляет 4,35 кг, средняя глубина выгорания выгружаемых ТВС равна 45%²⁴. Продолжительность одного рабочего цикла составляет 41,7 суток, за это время вырабатывается 250 МВт-дней энергии. В год осуществляется 4 рабочих цикла с общей продолжительностью работы на мощности 4000 часов. Расход ТВС за год составляет 8 штук, или 2,2 кг урана-235.

Данный реактор входит в число шести исследовательских реакторов, в отношении которых было проведено предварительное исследование о возможности конверсии в соответствии с российско-американским соглашением 2010 г. Параметры 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%.

АРГУС: Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

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 (UO₂SO₄). Уран обогащен до 90%, масса урана равна 1,71 кг. В 2006-2010 гг. реактор работал меньше 10% календарного времени²⁵.

Реактор «Аргус» входит в число шести исследовательских реакторов, в отношении которых было проведено предварительное исследование о возможности конверсии в соответствии с российско-американским соглашением 2010 г. Ожидается, что конверсия на низкообогащенное топливо будет завершена в конце 2014 года.

ОР: Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

Реактор бассейнового типа с водным замедлителем ОР с тепловой мощностью 300 кВт предназначен для научных и прикладных исследований в области противорадиационной защиты и радиационной стойкости аппаратуры. Активная зона реактора содержит 25 ТВС типа С-36. Уран обогащен до 36%, общая масса урана в активной зоне равна 3,8 кг. Годовая потребность в уране-235 при работе на мощности 2000 часов в год оценивается в 0,08 кг. Реактор ОР входит в перечень из шести реакторов, изученных для возможной конверсии.

ГИДРА: Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

«Гидра» – это гомогенный импульсный реактор с энергией в импульсе 30 МДж. Он используется для испытания ТВЭЛ ядерных ракетных двигателей и для производства короткоживущих радионуклидов.

Активная зона реактора содержит водный раствор уранил-сульфата (UO₂SO₄) объемом 40 литров. Уран обогащен до 90%, масса урана-235 равна 3,2 кг. В период 2006-2010 гг. реактор находился в работе менее 10% календарного времени. В Федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности в 2008 г. и на период до 2015 г.» предлагается вывести этот реактор из эксплуатации²⁶.

ИВВ-2М: Институт реакторных материалов (ИРМ), Заречный

ИВВ-2М представляет собой высокопоточный водо-водяной реактор бассейнового типа с тепловой мощностью 15 МВт, который используется для исследований топливных материалов и ТВЭЛ. В 1996-2006 гг. были проведены работы по продлению срока эксплуатации реактора до 2025 г.

Активная зона реактора формируется 42 трубчатыми ТВС шестиугольной формы. В качестве топливной композиции используется диоксид урана с 90% обогащением, диспергированный в алюминиевой матрице. Общая масса урана-235 в активной зоне равна 6,76 кг. Временной режим использования реакторной установки достигает 85%. Предполагая глубину выгорания выгружаемого топлива в 45 процентов, можно оценить ежегодное потребление урана-235 в 9,6 кг.

Начальное исследование конверсии реактора на низкообогащенное топливо показало, что использова-

ние дисперсионного топлива с ураном, обогащенным до 19,7, с плотностью 6,5 г/см³ не должно привести 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 длительного времени, необходимого для разработки и тестирования новых ТВС с низкообогащенным ураном, целесообразность конверсии этого реактора не представляется очевидной.

ВВР-Ц: Научно-исследовательский физико-химический институт им. Л. Я. Карпова (НИФХИ), Обнинск

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 материаловедческих исследований, и активационного анализа. С 1980 г. реактор используется для производства радионуклидов медицинского назначения, нейтронного легирования полупроводников и радиационного модифицирования минералов.

Активная зона реактора содержит 70 ТВС типа ВВР-Ц шестиугольной формы, состоящих из трех или пяти трубчатых ТВЭЛ. Топливная композиция – диоксид урана 36% обогащения, диспергированный в алюминиевой матрице. Сборки с пятью ТВЭЛ содержат 103 г урана-235, а сборки с тремя ТВЭЛ – 89 г урана-235. Годовое потребление урана-235, с учетом того, что реактор работает 250 дней на мощности 13 МВт, составляет 8,1 кг.

Конструкция реактора подобна казахстанскому реактору ВВР-К, для которого уже было разработано НОУ-топливо с обогащением 19,7%. Испытания новых ТВС (известных как сборки типа ВВР-КН), изготовленные на Новосибирском заводе химконцентратов, начались в 2012 г. Перевод реактора ВВР-К на новые ТВС не влияет на его рабочие параметры. Доступность топлива с НОУ открывает возможность конверсии реактора. ВВР-Ц вовлечен также в производство медицинских изотопов, работа по переходу на мишени из НОУ началась в 2013 г.²⁷

ИРТ-Т: Томский технический университет, Томск

Водо-водяной реактор бассейнового типа ИРТ-Т имеет мощность 6 МВт. Реактор используется для подготовки специалистов в области разработки и эксплуатации ядерных установок, а также для исследований в области ядерной физики, нейтронно-активационного анализа, радиационной физики и химии, и ядерной медицины. Реактор используется также для выполнения заказов по легированию кремния, доход от выполнения которых составляет значительную часть средств, необходимых для поддержания нормальной работы реактора. С момента пуска в 1967 г. реактор был подвергнут нескольким реконструкциям, его первоначальная мощность была увеличена с 2 МВт до 6 МВт, а срок эксплуатации реактора был продлен до 2034 г. Имеются планы увеличения мощности реактора до 12 МВт.

Первоначально активная зона загружалась ТВС ЭК -10 с 10% обогащением по урану-235. После проведенной реконструкции активной зоны в 1971 г. стали использоваться ТВС ИРТ-2М, а в 1979 г. в активной зоне был установлен бериллиевый отражатель и стали использоваться ТВС ИРТ-3М с уран-алюминиевым сплавом и 90% обогащением. Активная зона формируется из восьми шести-трубных и двенадцати восьми-трубныхборок, содержащих 309 г и 352 г урана-235 соответственно. Общая масса урана-235 в активной зоне 6,7 кг. Если среднее время работы реактора на полной мощности в год составляет 3500 часов, то годовая потребность в уране-235 составит 2,2 кг.

Реактор ИРТ-Т входит в число шести исследовательских реакторов, в отношении которых было проведено предварительное исследование о возможности конверсии. 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 Аргоннской 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 исключает возможность использования реактора для легирования кремния²⁸. Поэтому у оператора реактора нет побуждения конвертировать реактор.

ИРТ: Московский инженерно-физический институт (МИФИ), Москва

Водо-водяной реактор ИРТ бассейнового типа имеет мощность 2,5 МВт и используется в целях проведения научных исследований и обучения. Активная зона состоит из шестнадцати ТВС трубчатого типа ИРТ-3М – десяти шести-трубных и шести восьми-трубных. Общая масса урана-235 в активной зоне равна 3,5 кг²⁹. Время работы реактора на мощности не превышает 1000 часов в год, поэтому годовая потребность в уране-235 не

превышает 0,25 кг.

Реактор ИРТ-Т входит в число шести исследовательских реакторов, в отношении которых было проведено предварительное исследование о возможности конверсии. Результаты начального этапа исследования показывают, что хотя ряд характеристик реактора ухудшится, возможен его перевод на использование ТВС ИРТ-4М с обогащением 19,7% по урану-235³⁰. Однако, операторы реактора полагают, что более эффективным было бы использование ТВС ИРТ-3М с уран-молибденовым сплавом U-9Mo, диспергированным в алюминии³¹. В любом случае, конверсия потребует реконструкции реактора, которая запланирована в Федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 г. и на период до 2015 г.».

БАРС-4: Научно-исследовательский институт приборов (НИИП), Лыткарино

Быстрый двухзонный исследовательский самогасящийся импульсный реактор Барс-4 используется как интенсивный источник гамма- и нейтронного излучения для исследований радиационной стойкости радиоэлектронной аппаратуры. 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 обогащенного до 90% урана с молибденом. Масса активной зоны 250 кг. Согласно техническому регламенту реактор может производить не более одного импульса в сутки. Из-за режима работы реактора топливо почти не выгорает, что делает задачу его перевода на низко обогащенное топливо неактуальной, и конверсия в настоящее время не рассматривается.

ИРВ-М2: Научно-исследовательский институт приборов (НИИП), Лыткарино

Реактор бассейнового типа ИРВ-М1 мощностью 2,0 МВт был создан для проведения исследований в области радиационной стойкости материалов, изделий электронной техники и электротехники. Конструкция отражателя и экспериментальных каналов обеспечивают формирование потоков нейтронов с жестким спектром, необходимым для выполнения поставленных перед реактором задач. Реактор был реконструирован после 1991 г., его мощность была доведена до 4 МВт, и реактор получил новое обозначение ИРВ-М2³².

Активная зона реактора состоит из 21 ТВС трубчатого типа ИРТ-2М, в каждой из которых может быть три или четыре ТВЭЛ. Топливная композиция представляет собой металлокерамику с ураном, обогащенным до 36%. Масса урана-235 в сборке с четырьмя стержнями равна 230 г, в сборке с тремя стержнями – 198 г. Общая масса урана-235 в активной зоне равна 4,5 кг. При продолжительности работы на номинальной мощности в 2000 часов в год потребление урана-235 составит 0,83 кг.

Учитывая, что реактор был недавно реконструирован и его активная зона была модернизирована, представляется маловероятным, что он будет считаться кандидатом на перевод на топливо с НОУ в ближайшем будущем.

ПЕРСПЕКТИВЫ КОНВЕРСИИ РОССИЙСКИХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Приведенный выше обзор показывает, что исследовательские реакторы работают в широком диапазоне научных, технических и практических применений от фундаментальных исследований до развития атомной энергетики и производства медицинских изотопов и материалов для электроники. Широкий перечень решаемых задач обусловил разнообразие типов реакторов и их технических характеристик. Исследовательские реакторы различаются конструкцией активной зоны, мощностью, режимом работы, системой охлаждения, материалами замедлителей и отражателей, количеством и обогащением используемого топлива. В таблице 1 перечислены значения массы урана-235 в активных зонах каждого из рассмотренных выше реакторов, а также оценки годового потребления урана-235.

Приведенные в таблице данные показывают, что общее количество урана-235 в активных зонах всех семнадцати реакторов достигает 566 кг, а годовая потребность в уране-235 оценивается в 276 кг (в предположении работы реактора ПИК на полной мощности). При этом более 90% от потребности приходится на шесть реакторов – СМ-3, РБТ-6, РБТ-10/2, МИР-М1, БОР-60 и ПИК.

Было бы обоснованно ожидать, что эти шесть реакторов должны были бы стать первыми кандидатами на конвертирование, но только в отношении одного реактора МИР-М1 проводится изучение такой возможности. Реакторы СМ-3 и ПИК используют уникальное топливо и разработка подходящего топлива с НОУ для этих реакторов была бы очень сложной. Реактор БОР-60 не может использовать топливо с НОУ в активной зоне из-за того, что она слишком мала, чтобы стать критичной. По этим причинам конверсия БОР-6-, СМ-3 и ПИК не рассматривается.

Таблица 1. Российские исследовательские реакторы с топливом из ВОУ.

Название	Ввод в эксплуатацию/ Реконструкция	Масса урана-235 в активной зоне (кг)	Обогащение (%)	Годовое потребление урана-235 (кг, оценка)
Аргус*	1981	1,71 ¹	90	–
ИР-8*	1964/1981	4,8 ²	90	2,2
Гидра	1972	3,2 ³	90	–
ОР*	1954/1989	3,8 ⁴	36	0,08
Барс-4	1982	250 ⁵	90	–
ВВР-М2	1959	13,4 ⁶	90(36) ⁷	13
СМ-3	1961/1992	36(23) ⁸	90	79
РБТ-6	1975	34	90	–
РБТ-10/2	1984	44(18,4–50,7) ⁹	90	–
МИР-М1*	1966/1975	17,95 ¹⁰	90	39,1
БОР-60	1969	55–90 ¹¹	90 (или Pu)	39
ИВВ-2М	1966/1982	10,5 ¹²	90	9,6
ИРТ-Т*	1967/1984	8,8 ¹³	90	2,2
ВВР-Ц	1964	7,6 ¹⁴	90	8,1
ПИК	2012	30 ¹⁵	90	83
ИРТ*	1967	5,15 ¹⁶	90	0,25
ИРВ-М2	1974/2006	4,83 ¹⁷	36	0,83

Примечание. * означает, что возможность конверсии реактора изучалась в соответствии с соглашением между Росатомом и Департаментом энергетики США.

Примечания и ссылки:

1. V. Ivanov, "Research Reactors in Russia. Status and Prospects for Reducing the Fuel Enrichment," presentation at the 1st Preparatory Meeting for the U.S.-Russian Symposium on Conversion of Research Reactors to Low-Enriched Uranium Fuel, Washington, D.C., 2010.
2. V. Ivanov, "Research Reactors in Russia," (ссылка 1).
3. V.A. Pavshuk, and V.E. Khvostionov, "Solution based reactors 'Hydra' and 'Argus,' in *High temperature nuclear energy technology. Unique developments and experimental base of Kurchatov Institute*, http://www.rfbr.ru/rffi/ru/books/o_64092-77.
4. N. Arhangelskii, "Problems of the Research Reactors Conversion from HEU to LEU: History and Perspectives," Presentation at the Russian-American Symposium on the Conversion of Research Reactors to LEU, Moscow, 8–10 June 2011.
5. E.P. Magda, A. A. Snopkov, N. P. Kurakov, B. G. Levakov, and A. V. Lukin, "Impulse Nuclear Reactors of RPhYaTs-VNIITF (review)," International Scientific and Technical Conference on Research Reactors in the XXI Century, Moscow, 20–23 June 2006.
6. N. Arhangelskii, "Problems of the Research Reactors Conversion from HEU to LEU: History and Perspectives," (ссылка 4).
7. "Research Reactor Fuel Assemblies," Novosibirsk Chemical Concentrates Plant, http://www.nccp.ru/en/products/fuel_for_research_reactors/fuel/
8. I.T. Tretiyakov, "Status of Research Reactors in Russia and Prospects for Their Development," presentation at the 2nd International Symposium on Nuclear Energy (ISNE-09), Amman, Jordan 26–28 October 2009.
9. N. Arhangelskii, "Problems of the Research Reactors Conversion from HEU to LEU: History and Perspectives," (ссылка 4).
10. N. Arhangelskii, "Problems of the Research Reactors Conversion from HEU to LEU: History and Perspectives," (ссылка 4).
11. Смотрите "Схема активной зоны," НИИАР, http://www.niiar.ru/?q=bor_60_cartogram; "Оружейный плутоний: Секреты НИИАР," *Гражданская инициатива* 2, 2006, <http://www.csgi.ru/gi/gi6/02.htm>.
12. N. Arhangelskii, "Problems of the Research Reactors Conversion from HEU to LEU: History and Perspectives," (ссылка 4).
13. I.N. Grigorov, O.F. Gusarov, P.N. Khudoleev, and Yu. A. Tsybul'nikov, "Experience of IRT-T Nuclear Reactor Operation and Development Strategy," International Scientific and Technical Conference on Research Reactors in the XXI Century, Moscow, 20–23 June 2006.
14. O.Y. Kochnov, N.D. Lukin, and L.V. Averin, "VVR-Ts Reactor: Experience of Operation and Development Perspectives," http://www.secns.ru/magazine/2008/47/47_03.pdf
15. N. Arhangelskii, "Problems of the Research Reactors Conversion from HEU to LEU: History and Perspectives," (ссылка 4).
16. 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, 8–10 June 2011.
17. 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.

Подход России к конверсии исследовательских реакторов, отраженный в американо-российском соглашении 2010 года о предварительном изучении конверсии шести реакторов, основывается на доступности подходящего НОУ-топлива. Из шести реакторов, которые были предметом совместного американо-

российского исследования, только конверсия реактора МИР-М1 может внести существенный вклад в сокращение использования ВОУ, и предварительный анализ показывает, что его конверсия технически осуществима. Тем не менее, в текущей модернизации этого реактора, преобразование на низкообогащенное топливо не рассматривается³³. Для остальных пяти реакторов коэффициент использования не превышает 50 процентов, а для реакторов Аргус, ОР или ИРТ он немного больше 10 процентов. Годовое потребление урана-235 для всех пяти реакторов не превышает 5 кг. Эти факторы определяют низкий приоритет России для конверсии своих исследовательских реакторов на НОУ-топливо.

Отсутствие интереса со стороны России к конверсии своих исследовательских реакторов можно объяснить рядом взаимосвязанных причин. Как видно из Приложения, четырнадцать из семнадцати исследовательских реакторов с ВОУ-топливом работают уже более 30 лет. Коэффициент использования некоторых реакторов является крайне низким. В последние годы, лишь немногим более трети российских исследовательских реакторов были использованы более половины календарного времени, в то время еще одна треть использовалась менее 10 процентов времени. Принимая во внимание экономические затраты, связанные с разработкой, тестированием и приобретением низкообогащенного топлива, владельцы реакторов не заинтересованы в конверсии реакторов, которые редко используются и скоро закончат проектный срок своей эксплуатации.

Другая причина связана с тем, что исследовательские реакторы, эксплуатируемые чаще всего, являются основным инструментом решения задач для поддержки ядерной энергетики. В России, в отличие от США, принят ряд государственных программ по развитию атомной энергии, которыми предусмотрены разработка и строительство новых типов энергетических реакторов, включая реакторы на быстрых нейтронах. По мнению российских специалистов, разработка энергетических реакторов на быстрых нейтронах не может быть обеспечена только применением компьютерного моделирования, но она потребует проведения экспериментов на исследовательских реакторах, способных обеспечить плотность нейтронного потока порядка 10^{16} н/см²с.³⁴ 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-М1б ПИК, ВВР-М, ИР-8, ИВВ-2М, в которых используется только высокообогащенное топливо. Конверсия некоторых из этих реакторов, имеющих уникальные характеристики и значительные экспериментальные характеристики, просто невозможна.

Конверсия других реакторов потребует не только разработки и тестирования топлива с НОУ, но и реконструкции активных зон, что эквивалентно созданию нового реактора. Эта работа потребует времени и значительных финансовых затрат, и может отрицательно повлиять на успех текущих программ развития атомной энергетики. Работы по конверсии должны будут финансироваться операторами реакторов, у которых может не оказаться необходимых средств³⁵.

Наконец, среди российских политических деятелей существует также мнение, что в контексте нераспространения, конверсия отечественных исследовательских реакторов для России не является столь приоритетной задачей, поскольку она является ядерной державой.

Отсутствие правительственной программы конверсии российских исследовательских реакторов, вероятно, объясняется совокупностью этих факторов. Без такой программы, поддержанной федеральным финансированием, невозможно рассчитывать на организации-владельцы реакторов в инициировании и финансировании конверсии исследовательских реакторов.

Низкий интерес к конверсии собственных исследовательских реакторов не уменьшает интереса Росатома к программе RRRFR и соглашение по этой программе недавно было продлено до 2024 года³⁶. Программа является примером успешного российско-американского сотрудничества и российские специалисты проявили интерес к включению в программу отработавшего высокообогащенного уранового топлива, накопленного на российских исследовательских реакторах. Росатом собирает и обобщает информацию, необходимую для принятия решений о включении отработавшего топлива, накопившегося на российских исследовательских реакторах, в программу RRRFR. В хранилищах отработавшего ядерного топлива накоплено около 14 тысяч отработавших ТВС и ТВЭЛ различного типа, содержащих несколько тонн высокообогащенного урана. Около 80 процентов всего отработавшего топлива хранится на двух площадках – ФЭИ (Обнинск) и НИИАР (Дмитровград)³⁷.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Россия, поддержав заключительное коммюнике саммитов по ядерной безопасности, состоявшихся в 2010 г. в Вашингтоне, в 2012 г. в Сеуле и в 2014 г. в Гааге, ясно подтвердила, что она признает актуальность зада-

чи минимизации использования высокообогащенного урана в исследовательских реакторах, и их перевода на низкообогащенное топливо. В этой связи представляется, что России было бы целесообразно разработать и принять национальную программу поддержания и развития своего парка исследовательских реакторов, способствующую прогрессу в развитии ядерной энергетики и оборонной тематики, при выполнении ее международных обязательств.

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 стала нецелесообразной и должна быть прекращена по возрастным признакам и/или из-за недостаточного использования, а также предоставить информацию для принятия решений о создании новых установок, способных обеспечить необходимую экспериментальную базу для решения задач развития ядер в соответствии с современными международными стандартами по ядерной безопасности и нераспространению.

Следует также определить источники финансирования, необходимые для вывода из эксплуатации ненужных исследовательских ядерных установок, конверсию исследовательских реакторов, а также создание новых установок. Принятие подобной правительственной программы показало бы международному сообществу, что Россия серьезно относится к необходимости минимизации использования ВОУ в гражданском секторе.

ПРИМЕЧАНИЯ И ССЫЛКИ

1. Аксенов В.Л., Архангельский Н.В., Лопаткин А.В., Третьяков И.Т. «Исследовательские реакторы: кризис или смена веков?», доклад на международной научно-технической конференции «Исследовательские реакторы в 21 веке», 20-23 июня 2006 г, Москва.
2. International Atomic Energy Agency, Research Reactors Database, <http://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx?filter=0>.
3. International Atomic Energy Agency, Research Reactors Database, <http://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx?filter=0>.
4. Высокообогащенным ураном (ВОУ) считается уран, в котором концентрация урана-235 превышает 20 процентов.
5. N. Arhangelskii, "Problems of the Research Reactors Conversion from HEU to LEU: History and Perspectives," Presentation at the Russian-American Symposium on the Conversion of Research Reactors to LEU, Moscow, 8–10 June 2011.
6. 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.
7. A. Smirnov et al., "Ten Years of RRRFR Program," *Safety of Nuclear Technologies and Environment*, 1 (2013): 72–78.
8. "HEU Flies Back to Russia," *World Nuclear News*, 4 July 2013.
9. "Шесть российских реакторов будут переведены на низкообогащенное топливо," *Nuclear Ru*, 12 July 2010, http://www.nuclear.ru/rus/press/other_news/2118672/.
10. "Шесть российских реакторов будут переведены на низкообогащенное топливо," (ссылка 9).
11. "The Operation Term of BOR-60 Will be Extended after 2015," *Nuclear Ru*, 1 November 2010.
12. 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.
13. 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.
14. А.Л. Петелин и др. «Опыт эксплуатации реактора СМ с высоким потоком», презентация на 13-ом ежегодном российском совещании «Безопасность исследовательских ядерных установок», Димитровград, 23-27 мая, 2011 г.
15. V. Ivanov, "Research Reactors in Russia. Status and Prospects for Reducing the Fuel Enrichment," presentation at the 1st Preparatory Meeting for the U.S.-Russian Symposium on Conversion of Research Reactors to Low-Enriched Uranium Fuel, Washington, D.C., 2010.

16. V. Ivanov, "Research Reactors in Russia," (ссылка 15).
17. I.T. Tretyakov, "Modification of the Reactors Cores," presentation at the Russian-American Symposium on Conversion of the Research Reactors to LEU Fuel, Moscow, 8–10 June 2011.
18. 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», Дмитровград, 23-27 мая, 2011 г.
19. V.A. Starkov, "The Status of Testing LEU U-Mo Full Size IRT Type Fuel Elements and Mini-Elements in the MIR Reactor," in *Progress, Challenges, and Opportunities for Converting U.S. and Russian Research Reactors: A Workshop Report* (Washington, D.C.: National Academies Press, 2012).
20. 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.
21. I.T. Tretyakov, "Modification of the Reactors Cores," (ссылка 17)
22. «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/>
23. Захаров А.С., Коноплев К.А., Пикулик Р.Г., Смольский С.Л., Сушков П.А., «Исследование пусковых активных зон реактора ПИК на полномасштабном критстенде», Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.
24. V. Nasonov, "Conversion of IR-8 Reactor," presentation at the Russian-American Symposium on Conversion of the Research Reactors to LEU Fuel, Moscow, 8–10 June 2011.
25. Святкин М.Н., Федупин 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>
26. "Russia's Reactor Decommissioning Plans," *IPFM Blog*, 23 December 2009, http://fissilematerials.org/blog/2009/12/russias_reactor_decommiss.html.
27. "V. Pershukov: Conversion of Research Reactors to LEU Fuel Will Begin in 2013," *Nuclear Ru*, January 10, 2012, <http://www.nuclear.ru/rus/press/other news/2128090/>.
28. Yu. A. Tsubulnikov, presentation at the Russian-American Symposium on Conversion of the Research Reactors to LEU Fuel, Moscow, 8–10 June 2011.
29. А.А.Портнов, «Итоги эксплуатации ИРТ МИФИ В 2008 году», доклад на совещании «Безопасность исследовательских ядерных установок», Дмитровград, май 2009 г.
30. I.T. Tretyakov, "Modification of the Reactors Cores," (ссылка 17)
31. E.F. Krychkov, "Problems of IRT MEPH Reactor Conversion," presentation at the Russian-American Symposium on Conversion of the Research Reactors to LEU Fuel, Moscow, 8–10 June 2011.
32. 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.
33. 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», Дмитровград, 23-27 мая, 2011 г.
34. *Progress, Challenges, and Opportunities for Converting U.S. and Russian Research Reactors: A Workshop Report* (Washington, D.C: National Academies Press, 2012), 71.
35. N. Archangelskiy, "The mechanism for financing of the research reactors will be developed to the end of 2013," presentation at the RRFM-2013 conference, St-Petersburg, 21–25 April 2013, <http://www.nuclear.ru/rus/press/other news/2130362/>.
36. Russia and the United States extended up to year 2024 the agreement on repatriation to Russia of Russian research reactors spent fuel. *RIA News*, 31 December 2013, <http://www.atominfo.ru/newsg/n0688.htm>.
37. 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», Дмитровград, 23-27 мая, 2011 г.

ПРИЛОЖЕНИЕ 1. РОССИЙСКИЕ ГРАЖДАНСКИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РЕАКТОРЫ

Название	Владелец	Мощность (МВт)	Топливо/ % обогащения	Ввод в экспл./ реконструкция	Срок действия лицензии	Вид лицензии
ИРТ*	Московский инженерно-физический институт (МИФИ)	2,5	ВОУ/90	1967/1975	30.06.2009	Заявка на новую лицензию не была представлена после 30.06.2009
ВВР-Ц	Научно-исследовательский физико-химический институт (филиал НИФХИ)	15	ВОУ/36	1964 проходит модернизация	22.09.2014	Эксплуатация
ИР-50	Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники (НИКИЭТ)	0,05	НОУ/10	1961	26.11.2014	Эксплуатация
ТВР	Институт теоретической и экспериментальной физики (ИТЭФ)	2,5	ВОУ/90	1949	20.11.2014	Вывод из эксплуатации
БР-10	Физико-энергетический институт (ФЭИ)	8	ВОУ/90	1959	27.07.2012	Вывод из эксплуатации
АМ-1	ФЭИ	10	НОУ/10	1954	21.04.2017	Вывод из эксплуатации
Барс-6	ФЭИ	6,5 МДж, импульс	ВОУ/90-96	1994	21.05.2017	Вывод из эксплуатации
ИБР-2 (ИБР-2М)	Объединенный институт ядерных исследований (ОИЯИ)	2 (средняя) импульс	PuO ₂	1984/2011	09.02.2014	Эксплуатация
Ф-1	Российский научный центр "Курчатовский институт" (РНЦ КИ)	0,024	НОУ/2	1946	31.01.2012	Без лицензии после 31.01.2012
Аргус*	РНЦ КИ	0,05	ВОУ/90	1981	17.07.2014	Эксплуатация
ИР-8*	РНЦ КИ	8	ВОУ/90	1957	20.03.2017	Эксплуатация
МР	РНЦ КИ	50	ВОУ/90	1964	20.02.2016	Вывод из эксплуатации
Гидра	РНЦ КИ	0,1 (средн.) импульс	ВОУ/90	1972/2003	31.01.2014	Эксплуатация
Гамма	РНЦ КИ	0,125	ВОУ/90	1982	30.03.2012	Была подана заявка на лицензию
ОР*	РНЦ КИ	0,3	ВОУ/36	1954/1988	30.06.2013	Эксплуатация
Барс-4	Научно-исследовательский институт приборов (НИИП)	4 МДж, импульс	ВОУ/90	1971	13.12.2016	Эксплуатация
ВВР-М	Петербургский институт ядерной физики в Гатчине	15	ВОУ/90	1959	31.12.2015	Эксплуатация
СМ-3	Научно-исследовательский институт атомных реакторов (НИИАР)	100	ВОУ/90	1992	27.12.2016	Эксплуатация
РБТ-6	НИИАР	6	ВОУ/90	1975	31.10.2016	Эксплуатация
РБТ-10/1	НИИАР	10	ВОУ/90	1983	31.12.2013	Вывод из эксплуатации
РБТ-10/2	НИИАР	10	ВОУ/90	1984	30.06.2016	Эксплуатация
МИР-М1*	НИИАР	100	ВОУ/90	1966/1975 модернизация	31.12.2014	Эксплуатация
Арбус (АСТ-1)	НИИАР	12	ВОУ/36-90	1963	17.07.2014	Вывод из эксплуатации
ВК-50	НИИАР	220	НОУ/3	1965/срок службы корпуса реактора продлен до 2015	25.12.2015	Эксплуатация
БОР-60	НИИАР	60	ВОУ-Pu/90	1969/ведутся работы по продлению срока службы	31.12.2014	Эксплуатация
ИВВ-2М	Институт реакторных материалов	15	ВОУ/90	1966/1982	21.10.2015	Эксплуатация
У-3	ЦНИИ им. А.Н. Крылова	0,05		1964/1989	24.12.2017	Эксплуатация
ИРТ-Т*	Научно-исследовательский институт ядерной физики в Томском политехническом институте	6	ВОУ/90	1967/1984	11.11.2015	Эксплуатация
ПИК	Петербургский институт ядерной физики в Гатчине	100	ВОУ/90	2011	21.05.2015	Эксплуатация
ИРВ-М1/ ИРВ-М2	НИИП	4	ВОУ/36	1974–1999	04.02.2016	Строительство

Примечание. * означает, что возможность конверсии реактора изучалась в соответствии с соглашением между Росатомом и Департаментом энергетики США.