



25 – 30 МАЯ 2009  
11-Е ЕЖЕГОДНОЕ  
РОССИЙСКОЕ СОВЕЩАНИЕ

# **БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК**

МАТЕРИАЛЫ СОВЕЩАНИЯ

**ДИМИТРОВГРАД • 2009**

\*\*\*

**СОДЕРЖАНИЕ**

АНАЛИЗ ОПЫТА ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ ЗА 1999-2008 ГОДЫ.....	5
ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ (ГК РОСАТОМ) .....	10
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ МАГАТЭ ПО УЛУЧШЕНИЮ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ И УСТОЙЧИВОЙ РАБОТЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ: ОТ ОРГАНИЗАЦИЙ И СООБЩЕСТВ ДО БАЗЫ ДАННЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ .....	14
О СОСТОЯНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК И ПРОИЗВОДСТВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В ОАО «ГНЦ НИИАР».....	19
ВЫПОЛНЕНИЕ ПРОГРАММЫ РАБОТ ПО УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЮ И ПРОДЛЕНИЮ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА МИР .....	22
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ РБТ-10/2 .....	28
ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ РБТ-10/1 .....	35
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ВЫСОКОПОТОЧНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА СМ .....	38
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА РБТ-6 .....	44
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЕРСПЕКТИВЫ РУ БОР-60.....	47
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ ВК-50.....	55
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДОВ РЕАКТОРОВ СМ-2 И МИР.М1 В ГНЦ НИИАР .....	62
РЕАКТОР ИБР-2 – ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ .....	69
УЧЕТ И КОНТРОЛЬ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ И РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ФЕДЕРАЛЬНОМ ГОСУДАРСТВЕННОМ УЧРЕЖДЕНИИ РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ» .....	77
СОСТОЯНИЕ ЯРБ НА КОМПЛЕКСЕ КРИТСТЕНДОВ (ОКБМ).....	86
РЕЖИМЫ РАБОТЫ ИМПУЛЬСНЫХ РЕАКТОРОВ «БАРС», БЕЗОПАСНОСТЬ И ЧЕЛОВЕЧЕСКИЙ ФАКТОР .....	90
СОСТОЯНИЕ И ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВВ-2М .....	95
ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ СО-2М ОАО «ВНИИХТ» .....	97
ВВР-Ц – ЭТАПЫ РЕКОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА.....	102
СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА РЕАКТОРЕ ВВР-М ПИЯФ РАН В 2008 ГОДУ .....	104
РЕАКТОР ПИК. ПРОБЛЕМЫ И ЗАДАЧИ ТЕКУЩЕГО МОМЕНТА .....	107
THE REGULATORY AUTHORITY APPROCH TO SAFETY OF RESEARCH REACTOR .....	111
АСПЕКТЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СИСТЕМЫ ИНФОРМАЦИОННОЙ ПОДДЕРЖКИ ГОСУДАРСТВЕННОГО КОНТРОЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ПРИ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ВОЗНИКНОВЕНИИ НЕШТАТНЫХ СИТУАЦИЙ.....	122
ИТОГИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИРТ МИФИ В 2008 ГОДУ .....	129
О СОСТОЯНИИ ЯРБ РЕАКТОРА ИРТ-Т .....	134
ОПЫТ МОДЕРНИЗАЦИИ И РЕКОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА ИРТ-Т .....	137

\*\*\*

УДК 621.039.534

**АНАЛИЗ ОПЫТА ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ  
УСТАНОВОК РОССИИ ЗА 1999-2008 ГОДЫ***Святкин М.Н., Федулин В.Н., Шорников П.В. (ОАО «ГНЦ НИИАР»)*

Научно-исследовательские ядерные установки (ИЯУ) играют важную роль в развитии ядерной энергетики и используются для выполнения широкой программы фундаментальных исследований в различных областях науки и техники многих стран. Прикладные исследования на ИЯУ гарантируют надёжное обоснование и поддержание на должном уровне безопасности объектов ядерной энергетики.

Согласно данным МАГАТЭ на январь 2009 г. в мире на территории 70 стран насчитывалась 671 исследовательская ядерная установка, из них 242 установки действуют, 247 – остановлены, 171 – выводится из эксплуатации, 8 – строятся и 3 – запланированы к сооружению [1].

Вопросам безопасности использования самих ИЯУ уделяется особое внимание. В 1992 г. МАГАТЭ включило в действующую программу по безопасности исследовательских реакторов задачу построения системы отчётности по инцидентам на исследовательских реакторах (IRSRR), аналогичную системе отчётности по инцидентам на атомных электростанциях IAEA/NEA (NPPs). Целью работы является совершенствование системы безопасности исследовательских реакторов посредством обмена информацией по необычным событиям (инцидентам). С 2002 года система IRSRR выполняет функции международного форума, на котором можно поделиться опытом эксплуатации исследовательских реакторов. По состоянию на начало 2009 года из 70 стран, имеющих ИЯУ, 50 – являются участниками системы IRSRR и 37 из них представили данные об инцидентах на своих ИЯУ.

В 1998 г. в Росатоме на базе ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР» был создан Отраслевой Центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок (ЦАИ ИЯУ). Для решения задач, возложенных на Центр, разработана и внедрена информационная система сбора и обработки данных по отказам оборудования и нарушениям в работе ИЯУ России.

Участниками информационной системы являются 20 организаций четырех Министерств и ведомств России. Эти организации предоставляют данные о работе всех ИЯУ России, включая исследовательские реакторы (ИР), критические (КС) и подкритические (ПКС) стенды. По состоянию на начало 2009 года в базе данных информационной системы содержатся основные сведения о 115 ИЯУ России, их характеристики, показатели эксплуатации и 2236 отчетов о нарушениях в работе ИЯУ.

Накопленная информация о работе ИЯУ используется для формирования исходных данных для оценок безопасности исследовательских ядерных установок, для выявления направлений развития и оценки эффективности эксплуатации установок, для анализа режимов функционирования систем безопасности и разработки рекомендаций по предупреждению нарушений.

Исторически процесс создания атомной энергетики в России начинался, как и в других странах, с создания исследовательского реактора. Первый исследовательский реактор в России (Ф-1, г. Москва) был пущен в 1946 г. [2]. Этот реактор эксплуатируется до сих пор и в настоящее время аттестован в качестве эталонного источника потока нейтронов. Он используется для калибровки детекторов и их элементов в условиях реакторного излучения [3]. Дальнейшее интенсивное развитие атомной энергетики вызвало необходимость создания новых ИЯУ, при этом в России до 90-х годов прошлого столетия наблюдался постоянный рост количества находящихся в эксплуатации ИЯУ. В дальнейшем количество ИЯУ сокращается из-за вывода части установок из эксплуатации.

В настоящее время в России насчитывается 87 ИЯУ, из них: 55 действуют, 3 реконструируются, 9 законсервированы, 17 выводятся из эксплуатации, 3 строятся.

Среди действующих ИЯУ в России преобладают критические стенды и исследовательские реакторы (табл. 1).

Таблица 1. **Распределение ИЯУ России по типам и состояниям (на 01.01.2009 г.)**

Тип ИЯУ	Количество ИЯУ					
	Всего	Действующих	На реконструкции	На консервации	Выводимых из эксплуатации	Строящихся
ИР	38	21	1	3	11	2
КС	36	28	2	2	4	0
ПКС	13	6	0	4	2	1
Итого	87	55	3	9	17	3

Большинство ИЯУ (52 из 67) находятся в эксплуатации более 25-30 лет (рис. 1). Длительная работа установки, как известно, приводит к снижению эксплуатационных характеристик ее элементов и систем вследствие изменения свойств материалов, деградации и морального старения отдельных элементов и объекта в целом. Это, в свою очередь, влечет за собой возможное снижение уровня безопасности.

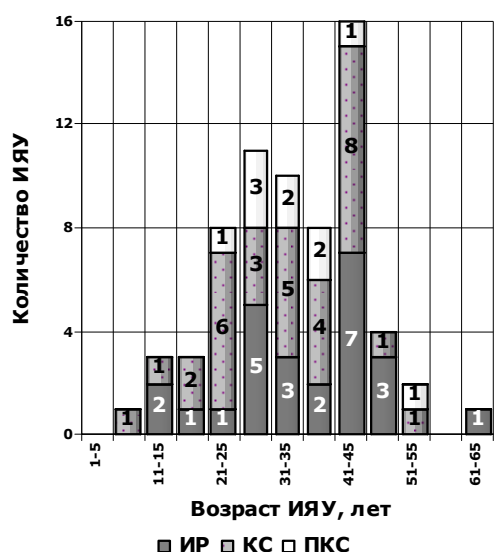


Рис. 1. Распределение количества ИЯУ России, находящихся в эксплуатации, по длительности их использования

Для обоснования технической возможности продолжения эксплуатации ИЯУ, с учетом установленного уровня безопасности за пределами назначенного срока службы, проводится обследование технического состояния элементов, систем и конструкций ИЯУ и ведется последующее управление ресурсными характеристиками их элементов.

Возрастающие требования к обеспечению безопасности при эксплуатации ИЯУ инициируют разработку и выполнение специальных мероприятий по модернизации и продлению сроков службы элементов систем ИЯУ, важных для безопасности. Наибольшее внимание уделяется системам управления и защиты ИЯУ, системам электроснабжения, системам контроля радиационной безопасности ИЯУ. Ведется контроль металла тепломеханического оборудования и учет циклических нагрузок этого оборудова-

ния, позволяющий прогнозировать их ресурс. Продление сроков эксплуатации ИЯУ в ряде случаев достигается и путем изменения (смягчения) условий эксплуатации. На основании технического состояния элементов ИЯУ принимается решение о сроках и качестве технического обслуживания, необходимости ремонта, модернизации элементов и, в случае необходимости, их замены.

Управление ресурсными характеристиками, в конечном счете, позволяет продлить срок службы ИЯУ в целом. Подтверждением этому является то, что за рассматриваемый период проведена замена физически и морально устаревшей аппаратуры СУЗ на четырех действующих исследовательских реакторах (ИР-8, ИРТ-Т, Аргус, МИР.М1). На реакторах У-3 и РБТ-10/2 введены шаговые механизмы перемещения стержней регулирования и аварийной защиты (модернизация СУЗ). На исследовательских реакторах закончено создание резервных щитов управления. Реализуются мероприятия, направленные на повышение устойчивости исследовательских реакторов к колебаниям напряжения во внешних электрических сетях. На ряде реакторов модернизированы системы контроля радиационной безопасности. Проведена замена важных для безопасности элементов активных зон, выработавших свой ресурс: бериллиевых блоков на реакторе МИР.М1, подвижного отражателя на реакторе ИБР-2.

За период с 1999 по 2008 годы по разным причинам, в том числе и по выработке назначенного срока службы, количество ИЯУ, находящихся в эксплуатации, уменьшилось с 107 до 67 установок. В это время были окончательно остановлены такие известные исследовательские реакторы как ИБР-30, АМ (Первая атомная станция), БР-10, РБТ-10/1 и др. На этих реакторах проводятся работы по выводу их из экс-

плуатации.

В России строятся три исследовательские ядерные установки: реакторная установка ПИК (ПИЯФ), электроядерный генератор нейтронов ЭГН, сооружаемый на базе выводимого из эксплуатации тяжеловодного реактора ТВР (ГНЦ РФ ИТЭФ), и исследовательский реактор ИРВ-М2 - на основе реконструируемого реактора ИРВ-М1 (НИИП). Следует отметить, что сроки сооружения первых двух установок значительно затянулись, из-за чего возникают дополнительные трудности обоснования их безопасности [4].

В рассматриваемый период на исследовательских реакторах России проводились исследования по широкому спектру научных дисциплин в области фундаментальной физики, радиационного материаловедения, получения и производства изотопов, легирования кремния, безопасности реакторов, реакторных технологий, нейтронного активационного анализа, испытаний и калибровки детекторов, медико-биологических применений, реализации реактора термоядерного синтеза. На части ИЯУ дополнительно выполнялись различные образовательные программы.

Загруженность ИЯУ научными и учебными программами, как правило, определяет длительность их работы на мощности. Качественно востребованность ИЯУ можно характеризовать временным коэффициентом использования реактора, определяемым как отношение времени работы исследовательского реактора на мощности к календарному времени в году.

На диаграмме (рис. 2) приведены данные о распределении временного коэффициента использования исследовательских реакторов России в 2008 г. Видно, что часть исследовательских реакторов интенсивно использовалась, однако больше трети из них работала менее 10 % календарного времени.

За 2008 г. было зарегистрировано 24 нарушения. Это самый низкий уровень количества нарушений за последние 10 лет.

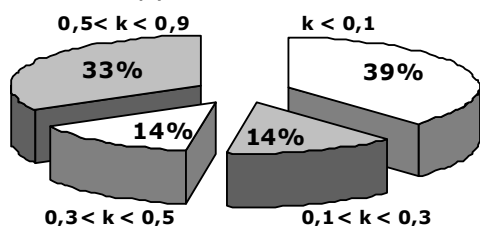


Рис. 2. Распределение временного коэффициента использования (k) исследовательских реакторов России в 2008 году

Распределение нарушений в работе ИЯУ России в 1999-2008 годах по непосредственным причинам нарушений приведено в табл. 2.

Из данных табл. 2 следует, что:

- количество нарушений, непосредственными причинами которых явились отказы элементов ИЯУ, в последние пять лет меняется незначительно и имеет устойчивую тенденцию к снижению в последние три года;
- количество нарушений, непосредственными причинами которых были ошибки персонала, находится на достаточно низком уровне (3-4) в рассматриваемые годы (в 2008 году – 0);
- количество нарушений, непосредственными причинами которых были отклонения в работе внешних электросетей, после резкого возрастания в 2005-2006 годах (до 28), снизилось до уровня предшествующих лет, при этом их доля в общем количестве в 2008 году составила более 58 %.

Распределение нарушений по категориям, классифицированным в [5], за десятилетний период представлено в табл. 3.

Таблица 2. Распределение нарушений в работе ИЯУ России по непосредственным причинам нарушений в 1999 - 2008 годах

Непосредственная причина нарушения	Количество нарушений									
	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008
Отказ элемента	42	29	32	18	14	13	19	16	12	10
Ошибка персонала	4	9	10	8	3	4	3	4	3	0
Отклонения в работе внешних электросетей	17	25	12	15	11	15	28	28	15	14
Итого	63	63	54	41	28	32	50	48	30	24

Таблица 3. **Распределение нарушений в работе ИЯУ России по категориям в 1999 - 2008 годах**

Год	Количество нарушений											
	A01	A02	П01	П02	П03	П04	П05	П06	П07	П08	П09	Итого
1999							9	4	3	30	17	63
2000				1		1	7	9	3	17	25	63
2001				1		1	11	9	1	19	12	54
2002							5	8	1	12	15	41
2003							4	3		10	11	28
2004							3	4	1	9	15	32
2005							6	3		13	28	50
2006							6	4	2	8	28	48
2007				3	1	1	3	1	1	5	15	30
2008							1			9	14	24
Всего	0	0	0	5	1	3	55	45	12	132	180	433

Сравнительная оценка нарушений за десятилетний период показывает, что число нарушений имеет тенденцию к снижению, хотя имеются различия внутри категорий.

Снизилось и находится практически на одном уровне количество нарушений, вызванных отказами технологического или электротехнического оборудования (П05). Количество ошибок персонала, приведших к нарушению в работе ИЯУ России (П06), поддерживается на низком уровне (в 2008 году – 0), что свидетельствует о достаточно эффективной работе по подготовке персонала. Количество нарушений, вызванных отказами экспериментальных устройств, также мало (П07). Снижается количество нарушений, вызванных отклонениями в работе систем СУЗ, технологических защит и блокировок (П08). Что касается внешнего электроснабжения, то, несмотря на снижение количества нарушений категории П09 по сравнению с 2006 годом, их количество по-прежнему остаётся на высоком уровне.

Анализ отказов элементов ИЯУ, зафиксированных в процессе нарушений за рассматриваемый период, по типам оборудования ИЯУ, показал, что:

- наименьшее количество отказов приходится на элементы конструкции реактора и внутрикорпусные устройства, в 2003-2005 годах таких отказов не было, в 2006 году зафиксировано 2 отказа, в 2007 году – 3, в 2008 году – 0;
- число отказов приводных устройств колеблется от 1 до 5 и составило в 2007 году 2 отказа, в 2008 году – 0;
- количество отказов тепломеханических элементов за последние годы снизилось практически до нуля;
- число отказов электротехнических элементов невелико (1 -3), в 2008 году – 2;
- по сравнению с предшествующими годами количество отказов элементов контрольно-измерительных, управления, защиты и автоматики уменьшалось до 6 в 2007 году (в 2008 – 10), продолжая вносить основной вклад в отказы элементов (систем) ИЯУ.

Анализируя значимость нарушений в работе ИЯУ с точки зрения безопасности событий в соответствии с уровнями международной шкалы ядерных событий (INES), следует отметить, что в рассматриваемый период из 433 нарушений было только 8 нарушений уровня 1 (отклонение от разрешенного режима эксплуатации), остальные классифицированы уровнем 0 (не существенно для безопасности) (табл. 4).

Из данных табл. 4 следует, что за рассматриваемый период из восьми нарушений уровня 1 два произошли в 2001 году, одно – в 2003 году и пять произошли в 2007 году. Эти нарушения были вызваны отказами оборудования, либо ошибкой человека или процедурными несоответствиями. Во всех случаях загрязнения радиоактивными веществами площадки размещения ИЯУ и территории за пределами площадки размещения ИЯУ не было, как и не было отмечено радиационного воздействия на население и окружающую среду.

Сравнительная оценка нарушений за последние десять лет (1999-2008 гг.) показывает, что общее количество нарушений снизилось в 2007 г. по сравнению с 2005-2006 гг. и вышло на средний уровень этого показателя за 2003-2004 годы; в 2008 г. снижение продолжилось и является минимумом (24 нарушения) за последние 10 лет; разброс числа отказов элементов ИЯУ за последние 7 лет от среднего значения (16



отказов) невелик; количество ошибок персонала в ходе нарушений на ИЯУ России в 1999-2008 годах поддерживается на низком уровне; количество нарушений, вызванных отклонениями в работе внешних электросетей, за последний год снизилось, но доля их высока (более 58 %).

Нарушения в работе ИЯУ России проходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев облучения лиц из числа работников (персонала) и загрязнения помещений радиоактивными веществами, превышающих контрольные уровни.

Загрязнений радиоактивными веществами площадок размещения ИЯУ и территории за пределами площадок размещения ИЯУ не было.

Для снижения радиационного влияния ИЯУ на персонал, население и окружающую среду разработаны и действуют специальные мероприятия, позволяющие значительно снизить дозовые нагрузки для эксплуатационного персонала, а также снизить выбросы и сбросы радиоактивных продуктов в окружающую среду.

**Таблица 4. Распределение нарушений в работе ИЯУ России по уровням международной шкалы ядерных событий (INES) в 1999 - 2008 годах**

Уровень	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	Всего
5											0
4											0
3											0
2											0
1			2		1				5		8
0	63	63	52	41	27	32	50	48	25	24	425
Итого	63	63	54	41	28	32	50	48	30	24	433

Одной из проблем, вызывающих особое беспокойство эксплуатирующих ИЯУ организаций, является накопление твердых радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на площадках ИЯУ.

Как и в мировой практике, в России, рассматриваются вопросы по созданию подземных сооружений для хранения высокоактивных отходов [6]. Разрабатываются технологии длительного хранения радиоактивных отходов и ОЯТ (сухое хранение) на производственных площадках ИЯУ.

Из-за высокой стоимости работ существуют проблемы реабилитации территорий наиболее крупных научно-исследовательских институтов, стоявших у истоков развития атомной энергетики, оказавшихся в окружении жилых районов крупных городов (РНЦ «КИ», ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ и др.) [7, 8].

Несмотря на вышеназванные проблемы, общее состояние безопасности эксплуатации ИЯУ в России оценивается как удовлетворительное.

#### **СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ**

1. **Nuclear Research Reactors in the World.** - Vienna, IAEA, 2009.- [www.iaea.org/worldatom/rrdb](http://www.iaea.org/worldatom/rrdb).
2. **Жежерун И.Ф.** Строительство и пуск первого в Советском Союзе атомного реактора.- М.: Атомиздат, 1978.- 142 с.
3. **Воронцов О.М., Дикарев В.С., Ионов В.С. и др.** Опыт 55-летней эксплуатации первого советского ядерного реактора Ф-1 // Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии». Тезисы докладов.- Дмитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2001.- с. 41-45.
4. **Коноплев К.А., Смольский С.Л.** Состояние и перспектива реакторов ПИЯФ РАН // Отраслевое совещание «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов».- Сборник докладов.- Т.1 Дмитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2005.- с. 20-38.
5. **Положение** о порядке расследования и учета нарушений в работе исследовательских ядерных установок: Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии (НП-027-01).- М.: Госатомнадзор России, 2001.- 28 с.
6. **Комлев В.Н.** Российские ядерные программы, ответственность поколений, региональный геологический опыт и выбор мест подземного размещения потенциально опасных объектов - некоторые аспекты // М.: Известия Академии Промышленной Экологии.- 2000.- №2.- с. 67-78.

7. **Рязанцев Е.П., Колядин В.И., Егоренков П.М. и др.** Состояние и подготовка к выводу из эксплуатации ядерно- и радиационноопасных объектов РНЦ «Курчатовский институт» // Международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии». Тезисы докладов.- Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2001.- с. 84.
8. **Чечеткин Ю.В., Чечеткина З.И., Грачев А.Ф., Новоселов А.Е.** Топливо исследовательских реакторов, его хранение и транспортирование. Димитровград: ДИТУД УлГТУ, 2005.- 221 с. ▲

## ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ (ГК РОСАТОМ)

*А.М. Агапов, М.О. Шведов, С.С. Кречетов (Росатом, Москва)*

### *История Росатома*

Министерство среднего машиностроения СССР

Министерство Российской Федерации по атомной энергии (1992 год)

Федеральное агенство по атомной энергии (2004 год)

Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом» (2008 год)



Генеральный директор  
Кириенко Сергей Владиленович



Заместитель генерального  
директора по ядерной и  
радиационной безопасности  
Евстратов Евгений Вячеславович



Директор Департамента  
ядерной и радиационной  
безопасности, организации  
лицензионной и разрешительной  
деятельности  
Агапов Александр Михайлович

### **Нормативно правовые акты в области обеспечения ядерной безопасности**

Конвенция о ядерной безопасности

Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» № 170-ФЗ от 21.11.95;

Федеральный закон «Об особенностях управления и распоряжения имуществом и акциями организаций, осуществляющих деятельность в области использования атомной энергии, и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» № 13-ФЗ от 05.02.07;

Федеральный закон «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» № 317-ФЗ от 01.12.07;

Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2010 года и дальнейшую перспективу, утвержденные Президентом Российской Федерации 4 декабря 2003 г. Пр-2196;

Указы и распоряжения Президента Российской Федерации, постановления и распоряжения Правительства Российской Федерации в данной области, направленные на реализацию указанных Конвенции, федеральных законов и Основ государственной политики;

Система федеральных и отраслевых норм и правил в области обеспечения ядерной безопасности атомных станций, исследовательских ядерных установок, объектов ядерного топливного цикла. ;

Нормативные правовые акты Минатома России, Росатома и Корпорации в области обеспечения ядерной безопасности.

### **Корпорация создана и действует в целях:**

Проведения государственной политики, осуществления нормативно-правового регулирования, оказания государственных услуг и управления государственным имуществом в области использования атомной энергии;

Развития и безопасного функционирования организаций атомного энергопромышленного и ядерного оружейного комплексов Российской Федерации;

Обеспечения ядерной и радиационной безопасности;

Нераспространения ядерных материалов и технологий;

Развития атомной науки, техники и профессионального образования;  
Осуществления международного сотрудничества в области использования атомной энергии.

#### **Деятельность Корпорации направлена на:**

Создание условий и механизмов обеспечения безопасности при использовании атомной энергии;

Создание единства управления организациями:

- атомного энергопромышленного и ядерного оружейного комплексов Российской Федерации;
- функционирующими в сферах обеспечения ядерной и радиационной безопасности, атомной науки и техники, подготовки кадров.

#### **Правовое регулирование деятельности Корпорации**

Корпорация является уполномоченным органом управления использованием атомной энергии;

Корпорация по решениям Президента Российской Федерации или Правительства Российской Федерации обеспечивает выполнение заданий в установленной сфере деятельности;

Со дня принятия в установленном порядке решения о ликвидации Федерального агентства по атомной энергии Корпорации передаются полномочия Федерального агентства по атомной энергии.

#### **Полномочия и функции Корпорации**

Осуществляет мероприятия по обеспечению безопасности ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения, ядерных материалов и радиоактивных веществ;

Разрабатывает предложения о местах размещения и сооружении ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения, о выводе указанных объектов из эксплуатации, а также о последующем хранении радиоактивных отходов;

Реализует полномочия государственного компетентного органа по ядерной и радиационной безопасности при перевозках ядерных материалов, радиоактивных веществ и изделий из них в порядке, установленном Правительством Российской Федерации.

#### **Департамент ядерной и радиационной безопасности, организации лицензионной и разрешительной деятельности**

##### *Основные задачи*

Формирование и проведение в отрасли в пределах своей компетенции государственной политики в области обеспечения ядерной при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и изделиями из них, с радиоактивными отходами с учетом мирового опыта, результатов научных исследований и международного научно-технического сотрудничества;



##### *География деятельности*

Организация и обеспечение выполнения норм ядерной безопасности при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и изделиями из них, а также с радиоактивными отходами в подведомственных организациях Корпорации;

Участие в определении и реализации основных направлений стратегии развития

атомной отрасли с учетом государственной политики в области использования атомной энергии;

Организация и подготовка проектов нормативных правовых актов в установленной сфере деятельности;

Организация и проведение научно-практических конференций, отраслевых семинаров-совещаний в установленной сфере деятельности Департамента.



#### *Функции и полномочия*

Полномочия государственного компетентного органа по ядерной и радиационной безопасности при транспортировании (перевозках) ядерных материалов, радиоактивных веществ и изделий из них, а также радиоактивных отходов;

Осуществление подготовки и оформления проектов решений Корпорации о признании организаций пригодными эксплуатировать объекты использования атомной энергии и ведение их реестра.

### **Отдел ядерной безопасности, обращения с РМ и РАО**

#### *Основные задачи и функции*

Участвует в подготовке предложений по реализации полномочий Корпорации в области государственного управления использованием атомной энергии, созданию условий и механизмов обеспечения ядерной безопасности и безопасности при обращении с радиоактивными материалами (далее – обеспечение безопасности) в подведомственных организациях Корпорации;

Участвует в определении и реализации основных направлений стратегии развития атомной отрасли в части обеспечения безопасности с учетом государственной политики в области использования атомной энергии;

Осуществляет подготовку предложений по вопросам обеспечения безопасности для включения в программу деятельности Корпорации на долгосрочный период;

Осуществляет согласование и сбор всех материалов и документов по вопросам обеспечения безопасности в подведомственных организациях Корпорации;

Осуществляет подготовку предложений по методическому руководству и координации деятельности подведомственных организаций Корпорации по вопросам обеспечения безопасности;

Реализует функции Корпорации и ДЯРБ по принятию решений о признании организаций пригодными эксплуатировать ядерные установки, радиационные источники или пункты хранения и осуществлять деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников или пунктов хранения, а также деятельность по обращению с ядерными материалами и радиоактивными веществами;

Рассматривает документы заявки, подготавливает и оформляет Решения о признании организаций пригодными эксплуатировать объекты использования атомной энергии;

Обеспечивает реализацию функций государственного компетентного органа по ядерной и радиационной безопасности при транспортировании (перевозках) радиоактивных материалов в части подготовки заключений по ядерной безопасности транспортирования радиоактивных материалов;

Организует и участвует совместно со структурными подразделениями Корпорации в реализации мер по обеспечению безопасности в подведомственных организациях Корпорации;

Организует и участвует в пределах своей компетенции в проведении проверок организаций отрасли по вопросам обеспечения безопасности и выполнения эксплуатирующими организациями возложенных на них функций;

Участвует в подготовке государственных докладов, отчетов, необходимой информации о состоянии обеспечения безопасности подведомственными организациями Корпорации;

Осуществляет подготовку предложений по совершенствованию деятельности Корпорации в области обеспечения безопасности;

Организует работы по повышению квалификации работников служб ядерной безопасности подведомственных организаций Корпорации, включая проверку знаний требований норм и правил ядерной безопасности;

Осуществляет подготовку для утверждения директором Департамента заключений

по ядерной безопасности при обращении с радиоактивными материалами, в том числе при их транспортировании;

Осуществляет подготовку разрешений на ввод в эксплуатацию объектов ядерного топливного цикла в части выполнения требований по обеспечению ядерной безопасности;

Участвует совместно с федеральными органами исполнительной власти, структурными подразделениями Корпорации и Департамента в подготовке проектов федеральных законов и иных нормативных правовых актов, федеральных и отраслевых норм и правил в области обеспечения безопасности;

Осуществляет подготовку для утверждения директором Департамента перечней структурных подразделений организаций ядерного топливного цикла, имеющих в своем составе ядерно опасные участки;

Осуществляет подготовку для утверждения заместителем генерального директора Корпорации перечней должностей работников объектов использования атомной энергии, которые должны получать разрешения Ростехнадзора на право ведения работ в области использования атомной энергии.

#### **Результаты деятельности Отдела за 2008 год**

Подготовлены и утверждены Росатомом отраслевые «Правила ядерной безопасности для разделительных и сублиматных производств» ПБЯ-06-06-07, выпущенные взамен ПБЯ-06-06-96;

Выданы 4 разрешения на ввод в эксплуатацию объектов и участков предприятий ЯТЦ и загрузку ядерных материалов ОАО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «НИИ НПО «Луч», ФГУП «ПО «Маяк» и ОАО «Машиностроительный завод».

Осуществлялась организация и координация работ по обеспечению ядерной безопасности и контроль состояния ядерной безопасности АЭС, исследовательских ядерных установок (ИЯУ), промышленных реакторов, объектов ядерного топливного цикла (ЯТЦ) и при транспортировании радиоактивных материалов, сбор и анализ информации о нарушениях в работе указанных объектов, выработка корректирующих мероприятий по повышению ядерной безопасности

Утверждено 87 заключений по ядерной безопасности, подготовленных отделом ядерной безопасности ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», на проектируемые, сооружаемые, реконструируемые, модернизируемые и вводимые в эксплуатацию объекты, производства, участки, оборудование, включая системы аварийной сигнализации, и при обращении с РАО предприятий ЯТЦ, а также при обращении с ОТВС утилизируемых атомных подводных лодок, свежим топливом и ОТВС на АЭС;

Утверждены 4 перечня структурных подразделений, имеющих в своем составе ядерно-опасные участки, предприятий ОАО «УЭХК», ОАО «НЗХК», ОАО «СХК» и ОАО «СПб «Изотоп».

Подготовлены материалы о состоянии ядерной безопасности, которые включены в Отраслевой отчет по безопасности по итогам 2007 года

Выдано 19 заключений по ядерной безопасности на конструкцию транспортных упаковочных комплектов (ТУК) и транспортирование радиоактивных материалов

Рассмотрены документы, оформлены и выданы 15 организациям Решения о Признании организаций пригодными эксплуатировать объекты использования атомной энергии

В ЦИПК, г. Обнинск, проведены два цикла обучения руководителей и специалистов служб ядерной безопасности предприятий ЯТЦ по программе повышения квалификации «Обеспечение ядерной безопасности на предприятиях ЯТЦ». Приняты экзамены у 36 обучающихся.

В составе Центральной аттестационной комиссии Ростехнадзора проведён приём экзаменов у руководящих работников предприятий ЯТЦ для выдачи разрешений на право ведения работ в области использования атомной энергии. Приняты экзамены у 17 групп руководителей, общей численностью 85 человек, предприятий ОАО «ТВЭЛ», ОАО «НЗХК», ОАО «ХМЗ», ОАО «МСЗ», ФГУП «ПО «Маяк», ФГУП ГХК, ОАО «СХК», ОАО «УЭХК», ОАО «АЭХК», ОАО «ПО «ЭХЗ», ОАО «Техснабэкспорт», ОАО «ППГХО», ОАО «Атомредметзолото», ЗАО «Далур», ОАО «ГМЗ»

#### **Взаимодействие**

ДЯРБ по вопросам обеспечения ядерной безопасности взаимодействует с отраслевыми базовыми организациями:

- Отделом ядерной безопасности ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ»;
- Центром сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок ОАО «ГНЦ НИИАР»;
- ОАО «Концерн Энергоатом»;
- ОАО «ВНИИАЭС»;
- ОАО «ТВЭЛ»;
- РФЯЦ-ВНИИЭФ;
- ИБРАЭ РАН

и другими эксплуатирующими организациями ядерно опасных объектов.

**Отдел ядерной безопасности ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского**

Базовая организация по научно-техническим проблемам ядерной безопасности Госкорпорации «Росатом»

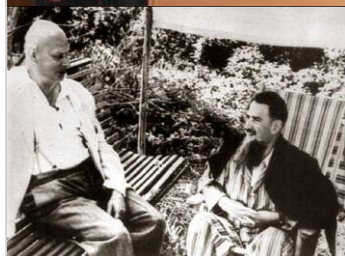
Проведение научно-исследовательских работ по ядерной безопасности

Разработка заключений по ядерной безопасности

Разработка методических пособий по ядерной безопасности

Участие в проверках ядерной безопасности

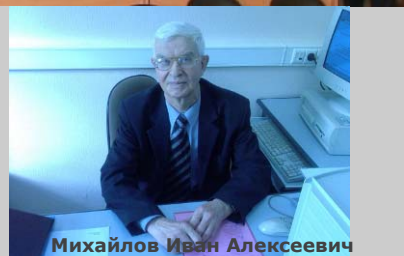
**Отделу ядерной безопасности ФЭИ 50 лет (1958 – 2008)**



Ветераны



Ефимов Евгений Фёдорович



Михайлов Иван Алексеевич

**ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ МАГАТЭ ПО УЛУЧШЕНИЮ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ И УСТОЙЧИВОЙ РАБОТЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ: ОТ ОРГАНИЗАЦИЙ И СООБЩЕСТВ ДО БАЗЫ ДАННЫХ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ**

*D. Ridikas<sup>1</sup>, P. Adelfang<sup>2</sup>, E.E. Bradley<sup>2</sup>, E. Fossier<sup>1</sup>, I.N. Goldman<sup>2</sup>, C. Nuviadenu<sup>1</sup>*

*Международное агентство по атомной энергии*

*<sup>1</sup>Отделение физических и химических наук (NAPC)*

*<sup>2</sup>Отделение ядерного топливного цикла и технологии отходов (NEFW)*

*Ваграмер Штрассе 5, а/я 100, 1400 г.Вена, Австрия*

*\*Контактный адрес: D.Ridikas@iaea.org*

**Тезисы**

Настоящий доклад представляет собой краткое введение в программную структуру работ, связанных с исследовательским реактором (ИР), в подпрограмме D2 МАГАТЭ. Проект D2.01 по «Улучшению использования ИР» будет представлен более подробно с акцентом на двух важных направлениях, а именно «Объединения, сети и центры передового опыта по ИР» и «Модернизация и управление базами данных по ИР».

**1. Введение**

Исследовательские реакторы (ИР) играли и продолжают играть очень важную роль в развитии ядерной физике и технологий. Их используют для наработки изотопов медицинского и промышленного назначения, для проведения исследований в области физики, биологии и материаловедения, а также для обучения и подготовки научных сотрудников. Они также занимают важное место в ядерных энергетических

программах. Для продолжения и совершенствования ядерных исследований и развития технологий следует обеспечить надежную и безопасную эксплуатацию ИР, эффективное использование и, при необходимости, реконструкцию ИР; соответствующий режим нераспространения в отношении топливного цикла и безопасную дезактивации по истечении срока эксплуатации. Из более чем 650 ИР, построенных по всему миру, в эксплуатации остаются около 240 как показано на рис.1 [1].

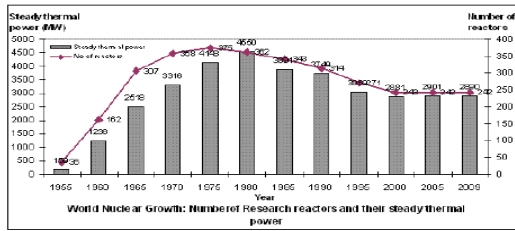


Рис.1. Изменение количества ИР во времени (включая критические сборки) и их стационарная тепловая мощность.

В настоящее время насчитываются 242 работающих ИР, имеющих суммарную мощность почти 3ГВт.

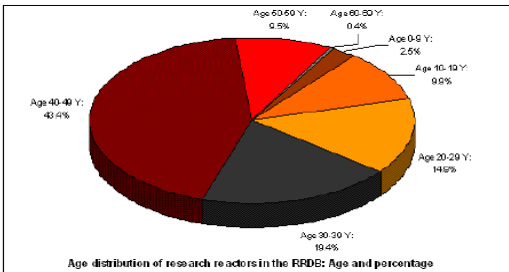


Рис.2. Распределение ИР по срокам их эксплуатации (включая критические сборки). 70% и 50% всего парка ИР составляют реакторы, которые были построены более 30 и 40 лет назад, соответственно.

Агентства, касающиеся управления старением, модернизации и реконструкции ИР, были усовершенствованы и будут продолжены в будущем в рамках подпрограммы D2. Вместе с работами в рамках подпрограммы J6 (безопасность) они помогут максимально увеличить количество и повысить надежность этих установок, а затем и увеличить наработку изотопов, необходимых для здоровья человека.

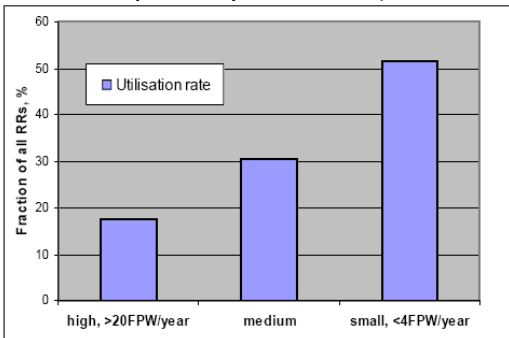


Рис.3. Коэффициент использования ИР (включая критические сборки). 50% всего парка ИР работают менее 4 эфф.недель/год (FPW – эффективная неделя, 7 суток по 24ч.). работают меньше 4 эфф.недель/год.

Такая ситуация немного не соответствует возросшему в настоящее время числу заявок и планов на постройку новых ИР, которые в большинстве случаев до сих пор считаются промежуточным этапом для создания будущей ядерной энергетической программы. В связи с этим распределение ресурсов является решающим для расширения использования, с одной стороны, и подготовки «почвы» для вывода из эксплуатации старых, работающих на неполной загрузке реакторов. Это также поможет сохранить базу знаний и трудовые ресурсы и, одновременно с этим, обеспечит безо-

В России имеется самое большое количество работающих ИР (~50), следом идут США (~40), Китай (~17), Япония (~15), Франция (~13) и Германия (~11). ИР находятся на территориях более чем 56 стран-членов МАГАТЭ, включая 40 развивающихся стран. На некоторых из реакторов, которые больше не эксплуатируются, в будущем планируется возобновить работу, другие подлежат выводу из эксплуатации или ожидают её проведение, но есть и такие, которые давно уже остановлены, но их будущее не определено.

Многие ИР были построены в 60-х – 70-х годах, и наиболее интенсивная эксплуатация наблюдалась примерно в 1975г., когда в 55 странах работали 375 ИР. Т.к. около 70 % работающих ИР по всему миру находятся в эксплуатации более 30 лет, первостепенными задачами в настоящее время являются управление старением, модернизация и реконструкция (рис.2). Особо следует отметить, что к этим старым установкам относятся пять реакторов, которые производят большую часть мировых поставок <sup>99</sup>Mo! Запланированные работы

Начиная с 40-х годов, ИР являлись важной частью развития ядерной физики и технологий, их применения, а также обучения и подготовки ученых-ядерщиков и инженеров-атомщиков. В настоящее время имеется большая необходимость разработать стратегии для эффективного использования ИР на национальном, региональном и международном уровнях для значительного количества таких установок, которые являются старыми, имеют низкий уровень использования и, следовательно, недостаточное финансирование. Как показано на рис.3, более 50% работающих ИР используются неполностью и

пасную и долговременную эксплуатацию ИР по всему миру.

Последним, но не менее важным моментом является то, что сокращение высокообогащенного уранового (ВОУ) топлива, используемого на ИР, включая постоянные программы по возвращению ОЯТ, остается одной из приоритетных видов деятельности Агентства. Она включает в себя переход активной зоны с ВОУ на НОУ, конверсию мишеней для наработки изотопов от ВОУ к НОУ и возвращение топлива ИР (как «свежего», так и отработанного) в страну его происхождения. Благодаря международному сотрудничеству, в котором участвует 130 стран, и которое поддерживается созданием в 2004г. Инициативы по снижению глобальной угрозы (GTRI), 63 ИР уже переведены на НОУ, а другие 39 ИР стоят в плане с использованием имеющихся топливных технологий.

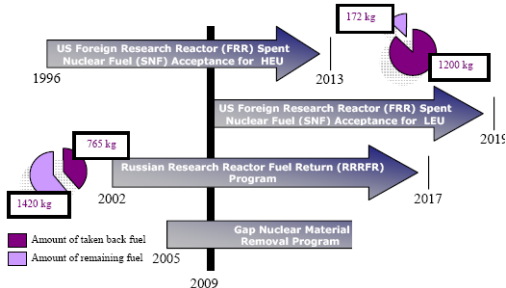


Рис.4. Текущее и будущее состояние программы по возвращению топлива [3]

Другие 27 ИР ожидают разработки топлива нового поколения, базирующиеся на сверхвысокоплотном уран-молибденовом сплаве, на котором сфокусирована в настоящее время международная исследовательская деятельность. Предполагается, что все ИР, работающие на ВОУ, будут переведены на НОУ или остановлены к 2018г., и этот срок также является сроком завершения программы возвращения топлива, как показано на рис.4.

Описанная выше ситуация, связанная с проектами по использованию, управлению, старению и реконструкции, вопросами топливного цикла и безопасной эксплуатации, отражает текущую деятельность Агентства, которая базируется на программной структуре работ, относящихся к ИР, как показано выше.

**2. Программная структура работ по ИР**

Работы по ИР в Агентстве, в основном, проводятся в рамках двух подпрограмм. Первая – это подпрограмма, известная под номером D2/1.4.2, охватывает вопросы топлива, аспекты использования, включая эксплуатацию и техническое обслуживание. Вторая подпрограмма, известная под номером J6/3.2.6/3.2.5, охватывает аспекты безопасности ИР. Каждая подпрограмма реализует свои цели через специальные программы, включенные в двухлетние планы (также известные в Агентстве как Blue Book – «Голубая книга»). Проекты, осуществляемые в настоящее время в рамках подпрограммы D2, показаны в рис.5. Очевидно, что подпрограмма поддерживает интерес к различным аспектам ИР, таким как эффективное использование, увеличение потенциала стран-членов МАГАТЭ для разработок новых и инновационных реакторов, окончание топливного цикла, а также технологические аспекты управления старением и вывода из эксплуатации. Отдельно следует отметить, что различные работы в рамках Технического Сотрудничества (ТС) проводятся в рамках соответствующих проектов.

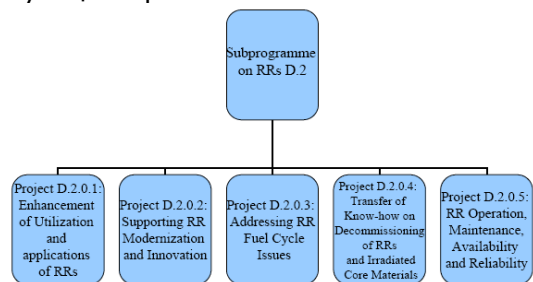


Рис.5. Программная структура работ по ИР в рамках подпрограммы D2 по проектам.

Несмотря на то, что МАГАТЭ участвовало во всех этих работах, настоящий доклад сконцентрирован на использовании ИР (D2.0.1). Что касается данного проекта, фактически в течение нескольких лет основное направление деятельности МАГАТЭ постепенно меняется: от традиционной поддержки фундаментальных исследований и обучения акцент смещается к содействию установкам по стратегическому планированию и поддержанию работоспособности для

большого расширения применения в коммерческих областях. Вновь появившийся интерес к использованию ядерной энергии, распространение по всему миру применения ядерной медицины для диагностики и лечения, широкое применение в производстве полупроводников, усовершенствование нейтронной радиографии в автомобильной и авиационной промышленности или при разработке топливных элементов являются новыми благоприятными возможностями для работающих ИР – включая предоставление услуг странам, которые не имеют таких установок. В этом новом



контексте региональные и межрегиональные совместные работы, объединенные одной тематикой, создание сети и центров передового опыта по улучшению использования ИР были инициированы и получили поддержку, что в настоящее время привело к организации объединений исследовательских реакторов (RRC).

### 3. Объединение ИР и сетевые проекты

Объединения и сети ИР, в настоящее время продвигаемые и поддерживаемые МАГАТЭ [2], направлены на консолидацию международного/ регионального сектора ИР путем создания групп предприятий с тем, чтобы управлять ими как международными/региональными пользовательскими центрами. Таким образом, страны/регионы, не имеющие ИР или планирующие вывести из эксплуатации устаревшие реакторы, могут получить доступ к близлежащим установкам с современными техническими характеристиками, включая высокие уровни ядерной безопасности и защиты. Предполагается, что для стран-членов МАГАТЭ будет необходима поддержка Агентства при проведении стратегического планирования и в организационных вопросах для возможных национальных и региональных объединений ИР, сетей и установок совместного пользования. Агентство обеспечивает поддержку как из регулярного (обычного) бюджета, так и из внебюджетных отчислений, включая текущие региональные проекты по ТС.

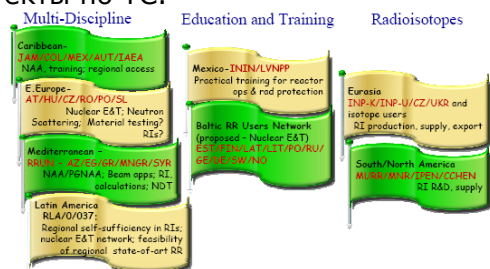


Рис.6. Схематическое представление уже сформированных и только созданных объединений ИР [2].

заны на рис.6.

Роль Агентства в этой области заключается в ускорении и посредничестве при разработке идей и предложений. На ближайшее будущее запланировано слияние существующих объединений и поддержка развития, самообеспечения и работоспособности, новой коммерческой деятельности/новых эксплуатационных работ и участия стран, не имеющие доступа к ИР. Будут продолжена работа также и по другим перспективным объединениям, которые обсуждались ранее. В частности, существующий кризис и ненадежность поставок на международном рынке изотопов – особенно в отношении Mo-99 – предлагают потенциальную возможность для новых облучающих и перерабатывающих мощностей, которые можно было бы идеально реализовать путем создания объединений производителей. То же самое касается и возрастающей необходимости в подготовке и обучении специалистов в странах-членах МАГАТЭ, нацеленных на расширение или новую разработку ядерных энергетических программ, как части их участия в программе «энергетический микс» (микс энергоносителей).

Несмотря на то, что были получены некоторые значительные результаты при инициировании и поддержке объединений ИР, требуется выполнить намного больше работ для достижения совместными усилиями цели по расширению использования отдельных ИР на хозрасчетной и независимой основе. Кроме отдельных стратегических планов участникам объединения необходимо использовать общую стратегию, выработанную совместно, и планы управления. Им также надо провести более детальный анализ рынка и развития коммерческой деятельности для того, чтобы определить возможности окупаемости за счет устойчивой коммерческой деятельности, маркетинга и поставки продуктов облучения и услуг, образования и подготовки наряду с другими доходными способами эксплуатации ИР.

### 4. База данных исследовательских реакторов

Отделение ядерной физики и прокладных программ (NA) и отделение ядерной энергии (NE) МАГАТЭ совместно руководят [Research Reactor and Spent Fuel Database \(RRSFDB\)](#) – База данных по исследовательским реакторам и ОЯТ) [1]. Такая база данных помогает оказывать содействие развитию возможностей отдельных устано-

В 2007-2008г. при поддержке МАГАТЭ сформирован ряд объединений ИР в Восточной Европе, Центральной Азии, Латинской Америке и Карибских регионах, и обсуждаются еще многие другие (например, балтийский, средиземноморский, азиатский/тихоокеанский регионы, Африка,...). Они охватывают различные области сотрудничества, в т.ч. производство изотопов, нейтронный активационный анализ, фундаментальные исследования, обучение и подготовка специалистов и т.д., которые схематично показаны на рис.6.

вок, а также помогает внутренним и сторонним участникам от МАГАТЭ планировать и развивать деятельность по программированию в соответствии с потребностями, высказанными отдельными странами-членами МАГАТЭ. Законченная RRSFDB МАГАТЭ содержит информацию о работающих, планируемых, остановленных и выведенных из эксплуатации ИР. Она составлена на основе данных, представленных руководителями ИР из стран-членов МАГАТЭ по ежегодным вопросникам. Несмотря на то, что прилагаются все усилия для того, чтобы сделать RRSFDB актуальной, МАГАТЭ не дает гарантий, явно выраженных или подразумеваемых, относительно точности, полноты, надежности или соответствия информации. Поэтому источники данных по государственным ИР или руководители частных ИР должны информировать разработчиков проекта RRSFDB обо всех необходимых изменениях или корректировках.

При содействии и поддержке мирного, эффективного и экологически рационального использования ИР в настоящее время МАГАТЭ разработало специальную базу данных по работающим ИР (ORRDB), которая является особым продуктом, полученным по результатам обработки данных RRSFDB МАГАТЭ [1]. Содержание этой новой ORRDB представлено на рис.7. ORRDB до сих пор является только бета-версией (*версия продукта, выпущенная для бета-тестирования*). Она содержит только информацию, относящуюся к работающим установкам ИР и классифицирует их на три главные категории по а) географическому положению, б) характеристикам реактора и в) использованию реактора. Благодаря предварительно разработанным классификационным фильтрам полезную статистическую информацию можно легко найти по всем работающим ИР, включая перечень установок, имеющих особые прикладные программы, т.е. изделия и такие услуги, как производство изотопов, радиоактивный анализ, обучение и подготовка и т.д. Кроме того, ORRDB также включает в себя все отчеты с подробной технической информацией по отдельным установкам. Итак, для получения доступа ко всей этой информации не требуется выход в Интернет – ORRDB работает в автономном режиме (без подключения к сети) и занимает менее 10МБ на диске.

Эта новая база данных по использованию ИР предоставляет странам-членам МАГАТЭ средства для содействия в разработке стратегий по созданию мощностей, эффективному использованию и управлению ИР на национальном, региональном и международном уровнях с помощью объединений, сетей и установок коллективного пользования. База данных также содержит некоторую «конфиденциальную» информацию, например, коэффициент использования частных ИР, а также средние статистические данные по стране. Предполагается, что эта новая ORRDB наряду со стандартным учетом использования ресурсов поможет улучшить использование и сделать его более эффективным в странах-членах МАГАТЭ для многих прикладных программ, а также будет способствовать сотрудничеству между различными центрами ИР и созданию сетей для стран, имеющих ИР, и не имеющих их. 1-е официальное распространение этой базы данных на компакт-диске или картах памяти USB («флэшке») запланировано на сентябрь 2009г. во время Генеральной Конференции МАГАТЭ. Разработчики проекта будут признательны всем странам-участникам МАГАТЭ за информацию о возможностях дальнейшего совершенствования этой новой сервисной программы для достижения поставленных целей.

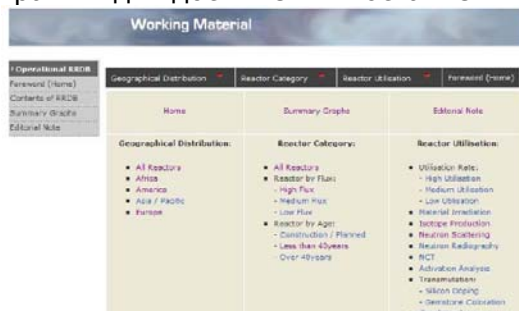


Рис.7. Содержание специального продукта МАГАТЭ RRSFDB; включены только работающие ИР с акцентом на их использование

## 5. Выводы

ИР играли и продолжают играть очень важную роль в некоторых областях фундаментальных наук, в развитии ядерной физики и технологии, дорогостоящей наработке радиоизотопов и других изделий для различного применения в поддержку ядерных энергетических программ, включая развитие трудовых ресурсов и повышения квалификации. В настоящее время при сокращении числа этих установок возникают критические проблемы и сложные задачи, такие как низкий уровень использования, отсутствие стратегических бизнес-планов или наличие несоответствующих бизнес-планов, старение и необходимость проведение модернизации-реконструкции, наличие «свежего» или отработанного ядерного

топлива с ВОУ, отсутствие аттестованного высокоплотного топлива с НОУ, накопление ОЯТ, этапы планирования и реализации усовершенствованного вывода из эксплуатации, а, в некоторых случаях, проблемы безопасности и защиты. В дополнении к этому неполному перечню вопросов имеются планы строительства новых ИР в странах-членах МАГАТЭ, которые не имеют такого опыта, или их опыт в этой области очень мал. В отношении этих проблем Агентство принимает меры и разрабатывает их для решения указанных выше проблем и гарантирует продолжение содействия, оказания поддержки и помощи странам-членам МАГАТЭ в разработке и непрерывной эксплуатации мощных, динамических, экологически рациональных, безопасных и надежных ИР, предназначенных для мирного использования атомной энергии и ядерных технологий.

#### 6. Список источников

[1] Базы Данных по ИР МАГАТЭ (RRDB), <http://www.iaea.org/worldatom/rrdb/> (май 2009г.).

[2] I. N. Goldman, P. Adelfang, D. Ridikas, K. Alldred, N. Mote, Объединения ИР – Второй годовой отчет о результатах работ, Сборник трудов 13-й Международной Тематической Конференции по управлению расходом топлива для ИР (RRFM2009), 22-25 марта 2009г., МАГАТЭ, г.Вена, Австрия; опубликован на сайте <http://rrfm2009.org/>.

[3] Andrew J. Bieniawski, Обзор деятельности инициативы по снижению глобальной угрозы, ускоряющей снижение угрозы, Сборник трудов 13-й Международной Тематической Конференции по управлению расходом топлива для ИР (RRFM2009), 22-25 марта 2009г., МАГАТЭ, г.Вена, Австрия; опубликован на сайте <http://rrfm2009.org/>. ▲

УДК 621.039

### О СОСТОЯНИИ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК И ПРОИЗВОДСТВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В ОАО «ГНЦ НИИАР»

*В.А. Гремячкин ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград*

В ГНЦ НИИАР в постоянной эксплуатации находятся 6 исследовательских реакторов (СМ-3, МИР.М1, БОР-60, ВК-50, РБТ-6, РБТ-10/2), два критстенда (КС СМ-2, КС МИР.М1) и 28 ядерно-опасных участков. Выводятся из эксплуатации ИР АСТ-1 (АР-БУС) и ИР РБТ-10/1. В табл. 1 приведены основные характеристики действующих ИР института.

Таблица 1. – Основные характеристики действующих ИР ГНЦ НИИАР

№ п/п	Название ИР	Год ввода в эксплуатацию	Тип ИР	Тепловая мощность, МВт	Длительность кампании, сут	Параметры теплоносителя	
						Давление, МПа	Температура, °С
1	СМ-3	1961	корпусной, водородной	100	10-14	4,9	50-95
2	МИР.М1	1966	канальный, бассейновый	100	30-40	<1,5	40- 99
3	БОР-60	1969	быстрый, натриевый	60	120	0,55	330-530
4	ВК-50	1965	водородной, корпусной, кипящий	200	365	5,0	257-263
5	РБТ-10/2	1983	бассейновый	10	до 200	0,18	60-75
6	РБТ-6	1975	бассейновый	6	до 200	0,17	60-75

Деятельность института по обеспечению ЯРБ осуществляется в соответствии с федеральными, отраслевыми и институтскими нормативными документами, 19 лицензиями Ростехнадзора и 2 лицензиями Росатома.

Эксплуатация всех ИЯУ и ЯОУ в 2008 году осуществлялась безаварийно.

**1. Общие вопросы безопасности ИЯУ и производств ядерного топливного цикла.**

**Ядерная безопасность**

**1.1. Основные показатели работы ИР**

Основные показатели работы исследовательских реакторных установок в 2005-2008гг. приведены в табл. 2. Реакторные установки эксплуатируются с временными коэффициентами использования в основном в пределах 0,6-0,8.

В 2008 году этот показатель увеличился относительно 2005-2007г.г. для РУ ВК-50 с 0,63-0,79 до 0,83, остался на прежнем уровне 0,6-0,7 для РУ БОР-60, МИР.М1 и СМ-3, и заметно уменьшился (из-за отсутствия заказов на облучение) для РУ РБТ-6 с 0,43-0,55 до 0,18.

В последний 2008 год на шести действующих реакторных установках института произошло в общей сложности 15 технологических нарушений, которые учитываются по НП-027-01, что соответствует среднестатистическому уровню нарушений на ИР НИИАР последних лет.

**Таблица 2. - Показатели работы ИР ГНЦ НИИАР в 2005/2006/2007/2008 г.г.**

№ п/п	Показатели	Ед. изм.	ВК-50	БОР-60	МИР.М1	РБТ-10/2	СМ-3	РБТ-6
1	Временной коэффициент использования реактора	отн. ед.	0,76/ 0,79/ 0,63/ 0,83	0,66/ 0,66/ 0,71/ 0,67	0,56/ 0,60/ 0,69/ 0,62	0,69/ 0,80/ 0,74/ 0,61	0,67/ 0,68/ 0,70/ 0,70	0,55/ 0,52/ 0,43/ 0,18
2	Время простоя реактора из-за неплановых остановок	ч	103/ 9/ 0/ 19	30/ 10/ 7/ 29	129/ 142/ 91/ 146	5/ 7/ 6/ 5	79/ 58/ 32/ 64	72/ 10/ 21/ 0
3	Отпуск электроэнергии	МВт·ч	2,3 · 10 <sup>5</sup> / 2,4 · 10 <sup>5</sup> / 2,0 · 10 <sup>5</sup> / 2,7 · 10 <sup>5</sup>	2,8 · 10 <sup>4</sup> / 2,8 · 10 <sup>4</sup> / 3,2 · 10 <sup>4</sup> / 3,2 · 10 <sup>4</sup>	—	—	—	—
4	Отпуск тепла	Гкал	8,4 · 10 <sup>4</sup> / 7,2 · 10 <sup>4</sup> / 4,5 · 10 <sup>4</sup> / 5,4 · 10 <sup>4</sup>	5,0 · 10 <sup>4</sup> / 4,7 · 10 <sup>4</sup> / 6,5 · 10 <sup>4</sup> / 4,7 · 10 <sup>4</sup>	—	—	—	—

Распределение нарушений в работе ИЯУ института, произошедших за период с 2005 по 2008 годы, по категориям НП-027-01 приведено в табл. 3.

**Таблица 3. – Распределение нарушений в работе ИР категориям НП-027-01 в 2005/2006/2007/2008 г.г.**

№ п/п	Категория нарушения	ВК-50	БОР-60	МИР.М1	РБТ-10/2	СМ-3	РБТ-6	Итого
1	П03 (падение и/или повреждение свежей ТВС)	0/0/1/0	-	-	-	-	-	0/0/1/0
2	П05 (останов ИР из-за отказа технологического оборудования)	-	0/1/0/0	-	1/0/0/0	2/1/2/1	0/0/1/0	3/2/3/1
3	П06 (останов или снижение мощности ИР из-за ошибки персонала)	-	0/0/1/0	-	-	1/0/0/0	-	1/0/1/0
4	П08 (останов ИР из-за отказов в СУЗ, в технолог. защите)	-	1/0/0/1	3/3/2/3	0/0/0/1	0/1/0/1	1/0/0/0	5/4/2/6
5	П09 (останов ИР из-за колебаний напряжения, отключения внешних электросетей)	1/1/1/1	1/0/0/2	2/3/1/2	1/3/2/1	2/3/0/2	1/3/0/0	8/13/4/8
Итого		1/1/2/1	2/1/1/3	5/6/3/5	2/3/2/2	5/5/2/4	2/3/1/0	17/19/11/15

Как следует из табл. 3, в 2008 г. технологических нарушений не было только на ИР РБТ-6. На всех остальных ИР они имели место. Наибольшее их число приходится на ИР МИР.М1 и СМ-3, соответственно по 5 и 4 нарушений.

Основными причинами остановок реакторов являются отказы во внешних (по отношению к ИР) электросетях (П09 - 8 остановок ИР) и отказы в СУЗ и технологических защитах (П08 - 6 остановок ИР, в т.ч. 3 остановки ИР МИР.М1).

Нарушения в работе ИР ГНЦ НИИАР, имевшие место в 2008 году, по международной шкале ядерных событий (INES) классифицированы уровнем 0 (не существенно для безопасности).

Все нарушения в работе ИЯУ произошли без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев облучения лиц из числа персонала ИЯУ и загрязнения помещений радиоактивными веществами выше контрольных уровней.

По всем нарушениям проведены комиссионные расследования в соответствии с требованиями НП-027-01. Приняты меры и намечены мероприятия к недопущению подобных нарушений.

**1.2. Безопасность производств ядерного топливного цикла**

Нарушений ядерной безопасности на ядерно-опасных участках подразделений ядерного топливного цикла в 2008 году не было.

**1.3. О ядерной безопасности в целом по институту**

В соответствие с актами проверки подразделений общеинститутской комиссией по ядерной безопасности, двух комиссий «Росатома» и комиссии УГН ЯРБ МО РФ состояние ядерной безопасности в институте в 2008 году признано удовлетворительным, соответствующим требованиям нормативных документов в этой области.

**2. Радиационная безопасность**

**2.1. Контроль облучения персонала**

Контроль доз облучения персонала института проводится в соответствии с НРБ-99 и ОСПОРБ-99 и осуществляется Центром радиационного контроля ОАО «ГНЦ НИИАР». Весь персонал группы А находится на индивидуальном дозиметрическом контроле (ИДК). На рис. 1 приведены средние эффективные дозы по институту.

Превышения предела доз, установленных п.3.1 НРБ-99 по результатам ИДК в 2008 г. не зафиксировано.

**Среднегодовые индивидуальные эффективные дозы по институту.**

На рис. 1 приведены среднегодовые индивидуальные эффективные дозы по институту.

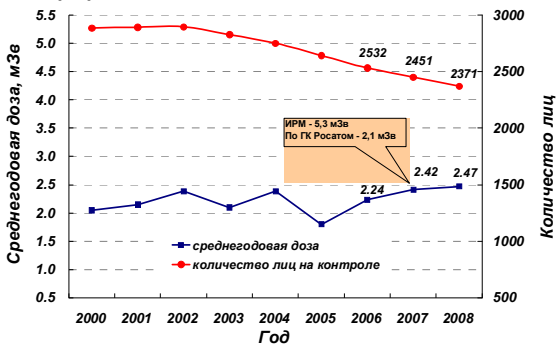


Рис. 1. Среднегодовые индивидуальные эффективные дозы по институту

Коллективная доза за 2008 год составила 5856 чел.-мЗв против 5920 чел.-мЗв в 2007 году. Численность персонала, стоящего на индивидуальном дозиметрическом контроле в 2008 году уменьшилась на 80 человек по сравнению с 2007 годом и составляет 2371 человек. Средняя индивидуальная эффективная доза облучения персонала за 2008 год составила 2,47 мЗв (за 2007 год - 2,42 мЗв).

**Максимальные дозы по институту.**

На рис. 2 приведены максимальные дозы по институту. Отмечено снижение максимальной дозы за 2008 г. по сравнению с 2007 г.

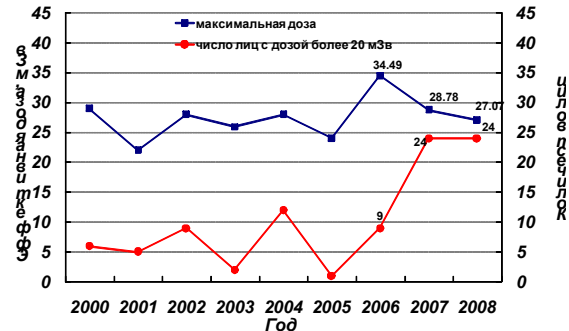


Рис. 2. Максимальные дозы по институту

В 2008 году случаев превышения предела индивидуальной годовой эффективной дозы облучения в 50 мЗв нет. Случаев превышения предела индивидуальной суммарной эффективной дозы облучения за 5 лет в 100 мЗв нет.

**2.2. Контроль поступлений радиоактивных веществ в атмосферу**

В табл. 4 приведены значения выбросов радиоактивных веществ ОАО «ГНЦ НИИАР» в атмосферу.

Таблица 4. – **Обобщенные результаты контроля за поступлением радиоактивных веществ в атмосферу**

Группа радионуклидов	Разрешенный выброс радионуклида в атмосферу за год, Бк	Фактический выброс радионуклида в атмосферу за год, Бк		Уменьшение(-) / увеличение (+) выбросов в 2008г. по сравнению с 2007г., %
		2007	2008	
Сумма ИРГ	1,73E+15	1,31E+15	1,18E+15	-9,9
Сумма бета-, гамма-излучающих аэрозолей с периодом полураспада более 24 часов	1,28E+12	7,60E+09	4,92E+09	-35,3
Сумма альфа-излучающих аэрозолей	5,24E+08	1,30E+07	1,72E+07	32,8

Источниками радиоактивных выбросов предприятия в 2008 году являлись источники 0001 (высотная труба вентцентра) и 0002 (труба хранилища ЖРО). Выбросы по источникам 0003-0006(градирни) в соответствии с п.3.12.1 ОСПОРБ-99 не являлись радиоактивными. Основной вклад в суммарный выброс предприятия вносят выбросы ИРГ.

Выбросы ИРГ предприятия уменьшились за текущий год по сравнению с 2007 годом на 10%, что обусловлено уменьшением энерговыработки реакторных установок РУ РБТ-6 и РБТ-10/2.

### 2.3. Выводы по разделу

В 2008 году случаев превышения предела индивидуальной годовой эффективной дозы облучения в 50 мЗв нет. Случаев превышения предела индивидуальной суммарной эффективной дозы облучения за 5 лет в 100 мЗв нет.

За 2008 г. требования действующего «Разрешения на допустимые пределы (нормативы) выброса радиоактивных веществ в атмосферу ГНЦ НИИ Атомных Реакторов» соблюдены. Допустимые нормы выбросов (ДНВ) не были превышены ни по одному источнику выбросов. ▲

## ВЫПОЛНЕНИЕ ПРОГРАММЫ РАБОТ ПО УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЮ И ПРОДЛЕНИЮ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА МИР

*С.В. Романовский, А.Л. Ижутов, С.А. Киверов, В.А. Свистунов.  
ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия*

### 1. Введение

Реакторная установка МИР.М1 введена в эксплуатацию 26 декабря 1966г. Срок эксплуатации в проектной документации на тот период установлен не был.

В конце 90-х в начале 2000 годов были выполнены работы по обследованию состояния зданий и сооружений, а также оборудования технологических систем и элементов активной зоны. Экспериментальные и расчетные исследования показали принципиальную возможность продления срока эксплуатации реактора до ~2020 года.

В 2001г. в соответствии с решением Коллегии Минатома России была разработана и утверждена «Программа работ по усовершенствованию и продлению срока эксплуатации реактора на период до 2020г». Программа предусматривает поэтапную модернизацию систем и оборудования без организации долгосрочных остановок с обеспечением среднего годового коэффициента использования времени реактора на уровне 60% и выполнения текущих научно-технических исследований. В качестве приоритетных целей усовершенствования реактора определены повышение безопасности и надежности его эксплуатации, улучшение экспериментальных характеристик реактора.

В настоящее время в соответствии с результатами обследования осуществляется поэтапная программа работ по усовершенствованию и продлению срока эксплуатации реактора. В качестве приоритетной цели усовершенствования реактора опреде-

лено повышение безопасности и надежности его эксплуатации. В результате модернизации реактора и его систем вероятность повреждения активной зоны должна быть обеспечена техническими средствами на уровне  $1,0 \cdot 10^{-7}$  событий в год, при этом расхолаживание реактора должно обеспечиваться без участия операторов, по крайней мере, в течение  $\sim 30$  минут после начала любой аварийной ситуации.

В рамках данной программы выполнены работы по комплексному обследованию технического состояния элементов активной зоны и оборудования всех систем реакторной установки МИР. Проведены необходимые экспериментальные и расчетные исследования по установлению и продлению срока службы отдельных компонентов и оборудования систем.

## **2. Обследование состояния систем и оборудования реактора**

В соответствии с Российскими нормами и правилами для обоснования возможности дальнейшей эксплуатации ядерных установок, имеющих срок службы 30 и более лет, необходимо провести комплексное обследование систем и оборудования. За последние годы проведено обследование состояния всех систем и оборудования реакторной установки МИР, выполнены необходимые исследования механических свойств материалов и расчетные оценки по определению прогнозируемого срока эксплуатации.

### **Здания и строительные конструкции**

Выполнены работы по обследованию состояния зданий и сооружений, проведены экспериментальные исследования прочностных характеристик несущих бетонных конструкций. С использованием полученных экспериментальных результатов проведен расчет на прочность строительных конструкций с учетом возможных сейсмических и техногенных воздействий.

Определены технические мероприятия по поддержанию в нормальном состоянии зданий, обоснована возможность эксплуатации на период времени не менее 50 лет с момента сооружения, т.е., по меньшей мере, до 2017г.

### **Несущие и опорные металлоконструкции реактора**

В 2003 году измерены фактические геодезические (высотные) отметки опорных и несущих металлоконструкций, расположенных в шахте реактора.

Значения высотных отметок, в пределах погрешностей измерений совпадают с результатами выполненных ранее измерений. Проведены прочностные расчеты специалистами ИЦП МАЭ (НИКИЭТ) металлоконструкций реактора, системы трубопроводов и коллекторов, расположенных в шахте реактора с учетом статических и циклических нагрузок, а также возможных сейсмических воздействий. Прогнозируемый срок службы несущих и опорных конструкций установлен до 2025 года.

### **Элементы активной зоны реактора**

К элементам активной зоны относятся бериллиевые блоки, каналы для рабочих топливных сборок (ТВС), каналы для регулирующих стержней, экспериментальные каналы, регулирующие стержни, рабочие ТВС, т.е. все изделия, подверженные интенсивному нейтронному излучению.

#### **Бериллиевые блоки**

В 1975 г. в реактор были установлены бериллиевые блоки, изготовленные из крупнозернистого поликристаллического металлического бериллия с размером зёрен  $\sim 400$  мкм. В 1994г. при осмотре элементов активной зоны радиационно-стойкой телекамерой был обнаружен первый поврежденный блок с трещинами, расположенными в середине активной зоны. Максимальный флюенс нейтронов с энергией  $> 0,8$  МэВ на этом блоке достиг  $\sim 2,2 \cdot 10^{22}$  см<sup>-2</sup>.

На различных блоках активной зоны реактора на отмеченный момент флюенс нейтронов с энергией  $> 0,8$  МэВ находился в пределах  $(1,3...2,5) \cdot 10^{22}$  см<sup>-2</sup>. В 1995 году был произведен визуальный контроль всех блоков с флюенсом нейтронов с энергией  $> 0,8$  МэВ, превысившим  $1,8 \cdot 10^{22}$  см<sup>-2</sup>. Результаты обследования показали наличие трещин на  $\sim 50\%$  таких блоков.

В связи с этим была разработана технология замены блоков активной зоны без демонтажа реактора. В 1995-96 г.г. был изготовлен новый комплект бериллиевых блоков из металлического бериллия мелкокристаллитной, текстурированной модификации, с размером зерна  $\sim (50-70)$  мкм. Из литературных источников известно, что предельный флюенс нейтронов с энергией  $> 0,8$  МэВ для бериллия данной модификации может достигать  $(7,0...7,5) \cdot 10^{22}$  см<sup>-2</sup>. С 1996г. по 2002г. в период остановок на

планово-предупредительные работы была произведена замена бериллиевых блоков активной зоны на новые.

#### **Каналы для рабочих ТВС**

Каналы для рабочих ТВС  $\varnothing 78 \times 1,5$  мм изготовлены из циркониевого сплава типа Э-125. Материаловедческие исследования каналов проводились после 16 и 22 лет работы, при достижении флюенса нейтронов с энергией  $>0,1$  МэВ  $\sim 4,4 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$  и  $5,9 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ . Результаты исследований показали, что коррозия и наводороживание материала канала не являются потенциально опасными для работоспособности (толщина оксидной пленки  $<1$  мкм, массовая доля водорода  $<0,01\%$ ). Изменение диаметра канала не обнаружено, удлинение канала за счёт радиационного роста находилось в пределах  $(1 \pm 1)$  мм. Было обнаружено значительное упрочнение материала – предел прочности возрос  $\sim 3$  раза, равномерное относительное удлинение снизилось до  $\sim 10$  раз, но исследования на ударную вязкость показали достаточный запас пластичности.

В качестве ограничивающего фактора использования каналов был определен радиационный рост, т.к. технологический допуск на возможное удлинение канала в фиксирующем устройстве равен  $2 \pm 1$  мм. В связи с этим максимально допустимый флюенс нейтронов с энергией  $>0,1$  МэВ был принят равным  $\sim 8 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ .

В настоящее время изготовлен новый комплект рабочих каналов и производится планомерная их замена при достижении указанного значения флюенса нейтронов или при отсутствии технологического зазора в фиксирующем устройстве канала.

#### **Каналы регулирующих стержней**

Каналы для регулирующих стержней  $\varnothing 33 \times 1,5$  мм изготовлены также из циркониевого сплава Э-125. Проведены материаловедческие исследования каналов через 16 и 22 года эксплуатации. Флюенс быстрых нейтронов на этих каналах  $\sim$  на 20% ниже, чем на рабочих каналах. Материал не подвержен коррозионному повреждению и наводороживанию. Изменение диаметра канала обнаружено не было, имеется достаточный запас пластичности, конструктивного ограничения на удлинение канала не имеется.

Определен следующий срок материаловедческих исследований при достижении флюенса нейтронов с энергией  $>0,1$  МэВ  $\sim 8 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ .

#### **Регулирующие стержни**

В качестве поглощающего материала в регулирующих стержнях используется титанат диспрозия в виде таблеток, которые находятся в оболочке из нержавеющей стали  $\varnothing 24$  мм. Поглощающий стержень состоит из 3-х соединенных шарнирно элементов - два нижних с поглотителем, верхний из бериллия.

В 1992 г. была произведена замена регулирующих стержней на новые. В период каждой остановки реактора со значительной перегрузкой активной зоны производится экспериментальное определение их эффективности, проверяется подвижность. В период планово-предупредительных работ производится контроль внешнего вида. В 2003г были проведены материаловедческие исследования 2-х стержней, на основании которых срок службы стержней был продлен до 2006г.

#### **Экспериментальные каналы**

Как правило, несущий корпус экспериментальных петлевых каналов с водным теплоносителем изготавливается из циркониевых сплавов. В процессе эксплуатации реактора дважды проводились послереакторные исследования корпусов каналов. Ведется учет набранного флюенса нейтронов и циклических нагрузок. На основании этих данных по результатам прочностных расчетов устанавливается допустимый срок эксплуатации каналов. Предельный срок эксплуатации каналов составляет 13 лет.

#### **Рабочие ТВС**

В реакторе используются ТВС трубчатого типа с высокообогащенным топливом в виде крупки диоксида урана в Al матрице и оболочке.

За последние годы выполнен комплекс работ по повышению эксплуатационной надежности ТВС. Среднее выгорание топлива в отработавших ТВС составляет  $\sim (55-60)\%$  [2]. Случаев разгерметизации ТВС за последние годы не было.

#### **Трубопроводы и механическое оборудование**

Трубопроводы и механическое оборудование первых контуров реактора и петлевых установок изготовлены из нержавеющей стали. В период времени после (25-30) лет



эксплуатации были проведены материаловедческие исследования образцов материалов, вырезанных из различных контуров, в том числе и из контуров петлевых установок, работающих при параметрах энергетических ядерных реакторов. Результаты исследований показали, что кратковременные механические свойства материалов находятся на уровне исходных, коррозионное повреждение материалов <5 мкм, структурных изменений не обнаружено.

Были выполнены прочностные расчеты основных трубопроводов и оборудования с учетом циклического нагружения в течение ~ (27-30) лет эксплуатации. Расчеты показали, что коэффициент повреждаемости материалов оборудования не превышает ~0,4, таким образом, по данному критерию ресурс основного оборудования также может быть продлен, по крайней мере, до 2020г.

#### **Технологическое оборудование**

На реакторной установке МИР налажена система учета параметров каждой единицы технологического оборудования, разработаны графики выполнения технического обслуживания, ремонтных работ и периодических испытаний, установлены сроки капитального ремонта, при достижении которого оборудование, как правило, демонтируется и отправляется на ремонт в специализированные подразделения института. Для организации ремонтных работ имеется резервное оборудование, использующееся в межремонтный период. Оборудование, несоответствующее по техническим характеристикам требованиям конструкторской документации, заменяется новым.

В 2003г. произведена модернизация теплообменников первого контура. Результаты обследования технологического оборудования различных систем свидетельствуют о возможности продления их срока эксплуатации до 2020г. при условии обеспечения существующей системы эксплуатации и технического обслуживания.

#### **3. Анализ безопасности**

Анализ безопасности реактора МИР проводился в соответствии с основными положениями по обеспечению безопасности исследовательских реакторов России, которые в целом базируются на своде положений по безопасности исследовательских реакторов МАГАТЭ серий № 35-S2 и № 35-G1.

##### **Теплогидравлический анализ**

Расчетное исследование аварийных ситуаций проводилось по коду RELAP5/MOD3. С использованием этого кода была смоделирована активная зона реактора и основные контуры охлаждения реакторной установки, а также некоторые петлевые экспериментальные установки.

Проектные аварийные ситуации с вводом положительной реактивности, связанные с самопроизвольным перемещением органов регулирования, изменением агрегатного состояния теплоносителя в экспериментальных каналах, с возможными ошибочными действиями при перегрузках не приводят к превышению проектных пределов безопасности.

Проектные аварийные ситуации с уменьшением расхода вследствие отказов 4-х из 5-ти циркуляционных насосов первого контура, полной потери внешнего электропитания, с отказом регулирующей арматуры на напорном трубопроводе при нормальном функционировании систем безопасности не приводят к перегреву твэлов и к превышению проектных пределов безопасности.

Проектные аварийные ситуации с разрывами трубопроводов различного сечения и местоположения в первом контуре реактора не приводят к ситуациям с перегревом и разгерметизацией твэлов при условии нормального функционирования систем безопасности. Запроектная аварийная ситуация с мгновенным гильотинным разрывом одного из двух напорных трубопроводов с максимальным диаметром при условии двустороннего истечения теплоносителя приводит к превышению критических тепловых нагрузок максимально напряженных ТВС с мощностью ~ (3,0-3,5) МВт.

##### **Количественный анализ надежности и безопасности**

Анализ надежности и безопасности был выполнен по следующей схеме:

-Проводился регламентированный нормами расчет надежности и оборудования и систем, важных для безопасности реактора, на основе статистических данных по отказам оборудования за 28 лет эксплуатации.

-Полученные значения показателей надежности были сопоставлены с обобщенными данными для надежности аналогичных систем ядерных реакторов, безопасность которых признана достаточной.

-Для наиболее потенциально опасных исходных событий проводился вероятностный анализ повреждения активной зоны, с учетом вероятности выполнения своих функций системами безопасности и операторами.

-Вероятности повреждения активной зоны с предельным выходом радиоактивности в окружающую среду сопоставлялись с нормативным значением  $1,0 \cdot 10^{-7} \text{год}^{-1}$ , использованным в качестве критерия безопасности.

На основе проведенного анализа были разработаны рекомендации по организационным и техническим мерам повышения безопасности эксплуатации реактора. В результате проведенного статистического анализа фактических данных эксплуатации оборудования было показано, что значения показателей надежности, в целом, соответствуют современным требованиям надежности систем, важных для безопасности исследовательских реакторов.

В качестве мер повышения безопасности были рекомендованы следующие:

-Совершенствование систем управления и контроля реактора, в соответствии с современным уровнем развития техники.

-Модернизация системы аварийного расхолаживания реактора с целью обеспечения автоматического расхолаживания реактора при любых проектных аварийных ситуациях.

-Улучшение регламентов по техническому обслуживанию и эксплуатации реактора и его систем с учетом результатов анализа.

#### **4. Результаты комплексного обследования.**

Комиссия, назначенная распоряжением Первого заместителя Министра по атомной энергии от 29.08.01г., провела рассмотрение и обобщение результатов комплексного обследования систем и оборудования РУ МИР.М1 и определила, что техническое состояние зданий, строительных конструкций, основного технологического оборудования и систем, важных для безопасности, опорных и несущих конструкций реактора при обеспечении существующей организации эксплуатации и технического обслуживания с своевременной заменой оборудования и усовершенствования систем в соответствии с современными нормами и правилами позволяют установить назначенный срок эксплуатации РУ МИР.М1 на период не менее 50 лет с момента пуска в эксплуатацию, т.е. до 31.12.2017 г. включительно.

На основании этого заключения в 2004г утверждено Решение федеральных органов власти о продлении срока эксплуатации РУ МИР.М1 до 2017г.

#### **5. Основные направления работ по дальнейшему усовершенствованию реактора.**

Для обеспечения работы РУ МИР.М1 до 31.12.2017г. продолжается работа по модернизации и замене систем и элементов, важных для безопасности реакторной установки, в соответствии с программой работ по усовершенствованию и продлению срока эксплуатации реактора МИР.

В настоящее время выполнены работы по модернизации и замене элементов и оборудования с истекшим сроком эксплуатации:

##### **5.1. Усовершенствование систем контроля и управления**

В 2003г. была модернизирована система технологического контроля параметров первого контура реактора, тепловой мощности реактора и рабочих ТВС созданием новой информационно-измерительной системы (ИИС) РУ МИР.М1 на базе цифровой аппаратуры.

В 2005г. была произведена модернизация СУЗ с заменой старой аппаратуры на новый комплекс АСУЗ и установлен новый пульт управления реактором.

В 2007г. на Московском заводе полиметаллов изготовлен новый комплект (32 штуки) РО СУЗ и с 2008 года производится замена РО СУЗ, достигших установленного максимального значения флюенса.

В 2007г. модернизированы петлевые установки ПВ-1, ПВК-1, с полной заменой всех измерительных систем и созданием новой ИИС для научного сопровождения экспериментов.

В 2007г. создана система комплексных измерений радиационных и воднохимических параметров теплоносителя первых контуров петлевых установок исследовательского реактора МИР.М1. Созданная система обеспечивает возможность в автоматическом режиме получения и регистрации ИИС полной номенклатуры параметров теплоносителя первых контуров петлевых установок.

В 2008г. введена в эксплуатацию автоматизированная система радиационного контроля газоаэрозольных выбросов спецвентиляций зд.170 с выводом данных в единую сеть КРБ НИИАР.

В 2008г. модернизирована система технологического контроля параметров спецвентиляции с полной заменой всех измерительных систем и выводом данных в ИИС реактора.

В 2008г. вновь смонтирована и введена в эксплуатацию система температурного контроля приточной вентиляции зд.170.

В 2008г. модернизирована система контроля температуры теплоносителя на выходе из рабочих каналов и каналов с догрузкой путем замены морально и физически изношенных термопреобразователей сопротивления (ТСП) на новые ТСП Метран-256, а также полной замены кабеля подключения ТСП к ИИС реактора.

Разработаны проекты модернизации системы КГО твэлов рабочих ТВС и радиационного контроля реакторной установки.

### **5.2. Усовершенствование систем безопасности**

Завершаются работы по проекту модернизации системы аварийного расхолаживания рабочих ТВС реактора. Оригинальность проекта заключается в том, что подвод охлаждающей воды при аварийных ситуациях с потерей теплоносителя будет осуществляться к каждому рабочему каналу с использованием существующих линий отбора теплоносителя. Внедрение проекта позволит обеспечить расхолаживание ТВС без участия операторов при любых проектных аварийных ситуациях и практически исключает возможность тяжелого повреждения активной зоны.

Изготовлено оборудование для модернизации контура охлаждения бассейна реактора. Цель модернизации исключение возможности потери теплоносителя из бассейна реактора при разрывах трубопроводов в контуре охлаждения или ошибочных действиях персонала. Реализация проекта планируется в 2010-11гг.

Завершаются работы по проекту модернизации систем аварийного расхолаживания экспериментальных каналов петлевых установок с водным теплоносителем. Внедрение проекта позволит обеспечить расхолаживание экспериментальных ТВС (ЭТВС) без участия операторов при аварийных ситуациях, связанных с разрывами трубопроводов первого контура, и практически исключает возможность тяжелого повреждения ЭТВС.

Разработан проект модернизации системы аварийного электроснабжения, производится закупка оборудования.

Для повышения безопасности эксплуатации реактора при полном обесточении в систему аварийного расхолаживания активной зоны реактора МИР.М1 подключен насос 4ХГ-12 №7. Расчетный анализ показал, что при мощности максимально-напряженной ТВС до 2.6 МВт насос обеспечивает теплоотвод от сборки без превышения допустимых значений температуры сердечника и оболочки твэл.

### **5.3. Улучшение расчетных кодов для сопровождения эксплуатации и анализа безопасности**

Продолжаются работы по созданию и верификации трехмерного расчетного кода для оценки нейтронно-физических параметров активной зоны в режиме реального времени с использованием параметров технологического контроля реактора.

Завершены работы по уточнению и верификации расчетных моделей контуров охлаждения реактора и петлевых установок по коду RELAP5/ MOD3.

Результаты расчетных исследований будут использоваться для совершенствования эксплуатационных процедур, планировании и проведении экспериментов.

### **5.4. Здания и строительные конструкции**

В 2007 году проводились работы по очередному обследованию состояния зданий и сооружений сотрудниками головного института «ВНИПИЭТ». Анализ результатов обследования зд.170 показал - учитывая работоспособное состояние строительных конструкций и здания в целом, установленное на основании результатов проведенного обследования, допускается дальнейшая эксплуатация здания 170 до 2027 года при условии выполнения регулярных инженерно-строительных обследований.

В 2008 году был произведен ремонт зд.170 для устранения замечаний по результатам комплексного обследования зданий.

В 2007г. введено в эксплуатацию новое хранилище ядерного топлива РУ МИР.М1, которое размещается во вновь построенном 3-х этажном здании, примыкающим к центральной части зд.170.

В 2008 году проведена модернизация градирни с полной заменой стояков разбрызгивателей и установкой новых эвольвентных пластмассовых сопел.

### **5.5. Трубопроводы и механическое оборудование**

В 2006 году были проведены расчеты на прочность и материаловедческие исследования оборудования и трубопроводов (ОиТ) первого контура реактора с целью установления и продления срока эксплуатации. Исследования показали, что механические свойства трубопроводов первого контура находятся на исходном уровне, коррозионное повреждение <5 мкм, структурных изменений материала не обнаружено. По результатам обследования срок службы ОиТ первого контура продлен до декабря 2011 года.

В 2008г. были проведены расчеты на прочность и материаловедческие исследования ОиТ КОБ с целью установления и продления срока эксплуатации. По результатам обследования срок службы ОиТ КОБ продлен до декабря 2016 г.

По графику периодического обследования и контроля металла трубопроводов производится  $\gamma$ -дефектоскопирование сварных швов трубопроводов, а так же проводятся техническое освидетельствование и гидроиспытания ОиТ.

### **6. Заключение**

В последние годы выполнен большой объем работ по повышению безопасности эксплуатации реактора, модернизации и замене систем и элементов, важных для безопасности.

Оценивая результаты первых этапов программы, следует отметить обоснованность и правильность выбранного подхода усовершенствования и продления срока эксплуатации реакторной установки МИР без длительных остановок реактора и обеспечения выполнения всех программ экспериментальных работ. ▲

## **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ РБТ-10/2**

*С.А.Киверов, А.Л. Ижutow, С.В. Романовский, В.А. Свистунов.  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г.Димитровград, Россия*

### **1. Историческая справка.**

#### **Физический пуск РУ РБТ-10/2**

В соответствии с утвержденной Программой физического пуска [5] и на основании Разрешения ГАН [4] с 14.11.83г. по 24.11.83г. (I этап) и 26.11.84г. (II этап) успешно осуществлен физический пуск реактора РБТ-10/2, в ходе которого выполнены исследования, предусмотренные программой.

I этап - физический пуск №1 с топливом реактора РБТ-10/1.

II этап - физический пуск №2 с ОТВС со зд. 177.

В ходе физпуска (I этап) выявлено, что при проектной загрузке активной зоны реактор подкритичен. Необходимый запас реактивности обеспечен уменьшением, против проектного количества каналов облучения с 12 до 10 и использованием на II этапе физпуска ТВС с меньшим стартовым выгоранием. Изучены характеристики реактора с выбранной рабочей загрузкой. Характеристики рабочей загрузки удовлетворяют требованиям ядерной безопасности [1]. Полученная в ходе физпуска информация достаточна для выполнения энергопуска реактора [2].

#### **Энергетический пуск РУ РБТ-10/2**

Программа энергетического пуска реактора РБТ-10/2 предусматривала комплексное опробование работоспособности его оборудования при поэтапном подъеме мощности до номинального уровня, определение параметров активной зоны, связанных с мощностью и температурной зависимостью и измерение нейтронно-физических характеристик каналов облучения.

Осуществлен энергетический пуск реактора РБТ-10/2, в ходе которого выполнены эксперименты в объеме утвержденной программы.

Основные агрегаты и системы реактора продемонстрировали надежную работу. Выявленные в ходе пуска недостатки устранены.

Впервые получено экспериментальное подтверждение увеличения реактивности, обусловленного выгоранием самария-149, характерного для реакторов типа РБТ, использующих отработавшее топливо высокопоточного реактора.

Высокая эффективность органов СУЗ в сочетании с низким темпом падения реактивности обеспечивают возможность длительной непрерывной работы реактора.

Результаты выполненных исследований свидетельствуют о возможности начала эксплуатации реактора.

Информация о соответствии измеренных при физическом и энергетическом пусках РУ РБТ-10/2 характеристикам, значениям указанным в проекте.

Таблица 1. **Сравнение проектных и рабочих характеристик реактора РБТ-10/2**

Параметры	Проектное значение	Значение, полученное при пуске
Тепловая мощность, МВт	10	10
Количество в активной зоне, шт.:		
-Рабочих ТВС	76	78
-Ампульных каналов	12	10
Количество ампульных каналов в отражателе	17	17
Среднее стартовое выгорание в загружаемых ТВС, %	36	32
Эффективность исполнительных органов СУЗ, %ΔК/К:		
-суммарная АЗ-КО, в т.ч.:		
• АЗ;	5,6	11,7
• КО.	1,5	5,15
• стержень АР	4,6	6,55
	0,31	0,4
Расход теплоносителя через реактор, м <sup>3</sup> /ч	755	820
Температура теплоносителя на входе в аз, °С	40÷45	40÷45
Ожидаемая продолжительность кампании, сут.	40	120

Уменьшение среднего выгорания ТВС с 36% до 32% и увеличение количества рабочих ТВС с 76 до 78 шт. за счет уменьшения количества ампульных каналов с 12 до 10шт. производилось для набора необходимой критмассы и в дальнейшем приняты рабочими значениями.

Увеличение расхода теплоносителя производилось для подтверждения надежности и устойчивой работы насоса при расходах выше паспортных, при этом вибрация и тепловой режим двигателя были близки к регламентируемым заводом изготовителем значениям.

С целью создания оптимальных условий работы циркуляционного насоса АХ-500 по рекомендации завода-изготовителя расход по первому контуру был снижен до 700 м<sup>3</sup>/ч, вследствие чего мощность реактора была уменьшена до 7 МВт., которые в дальнейшем приняты рабочими значениями.

Все изменения от проектных значений обоснованы и удовлетворяют требованиям НД [3].

## 2. Назначение и область применения.

Исследовательский реактор РБТ-10/2 создан как источник нейтронов для облучения материалов с целью исследования изменений их свойств, а также для получения радионуклидных источников или материалов с требуемыми свойствами.

Назначение реактора РБТ-10/2:

- проведение экспериментов по изучению изменения свойств материалов в процессе облучения при плотности потока нейтронов  $10^{13} - 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ;
- накопление радиоактивных нуклидов промышленного и медицинского назначения;
- легирование кремния;
- радиационное окрашивание минералов;
- облучение материалов, образцов и изделий до заданных значений доз нейтронного и гамма излучения, для обеспечения требуемых свойств.

### **3. Перспективная программа работ для реактора РБТ-10/2 .**

Перспективная программа работ для реактора РБТ-10/2 включает в себя:

**Раздел 1.** Исследование свойств материалов компонентов активных зон ЯЭУ в условиях реакторного излучения.

1.1. Исследования ползучести конструкционных и топливных материалов при облучении образцов в экспериментальных каналах под нагрузкой с прецизионным измерением деформации.

1.2. Внутрореакторные исследования процесса коррозии конструкционных материалов в различных средах.

1.3. Изучение поведения замедляющих и поглощающих материалов активных зон ЯЭУ различного типа под облучением.

1.4. Испытания макетных твэлов и образцов топливных композиций для обоснования проектов ЯЭУ перспективных типов.

1.5. Облучение различных материалов при различных температурах и плотностях потока нейтронов до  $1 \times 10^{14} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$  до заданного значения флюенса.

1.6. Исследование изменения теплофизических свойств материалов под облучением.

**Раздел 2.** Исследования и обоснование технологических процессов получения различных радиоактивных нуклидов, в частности:

2.1. Изучение методов накопления  $^{32}\text{P}$  ( $^{33}\text{P}$ ) в пороговых ядерных реакциях на  $^{32}\text{S}$  ( $^{33}\text{S}$ ) для создания сложных меченых органических соединений. Разработка, создание и испытание экспериментальных облучательных устройств, обеспечивающих оптимальный режим накопления.

2.2. Разработка и обоснование технологического процесса получения  $^{14}\text{C}$  из  $^{14}\text{N}$ , оптимизация конструкции и состава облучательных устройств для обеспечения высокого выхода и качества получаемых препаратов.

2.3. Создание и оптимизация технологического процесса получения миниатюрных образцов  $^{60}\text{Co}$  и других радиоактивных нуклидов с обеспечением технических требований, необходимых для разработки средств внутритканевой и внутрисполостной лучевой терапии.

2.4. Разработка и усовершенствование технологического процесса для получения образцов радионуклидных препаратов на основе  $^{169}\text{Yb}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и др. с техническими характеристиками, обеспечивающими создание радиационных средств технологического контроля нового поколения.

2.5. Отработка технологических процессов эффективного и безопасного накопления  $^{99}\text{Mo}$  из  $^{235}\text{U}$  с целью получения препаратов  $^{99}\text{Tc}$  для использования в медицинской диагностике.

**Раздел 3.** Облучение образцов и мишеней с целью коммерческой наработки различной радионуклидной продукции ( $^{32}\text{P}$ ;  $^{33}\text{P}$ ;  $^{60}\text{Co}$ ;  $^{99}\text{Mo}$ ;  $^{131}\text{I}$ ;  $^{133}\text{Xe}$ ;  $^{192}\text{Ir}$  и др.).

**Раздел 4.** Облучение образцов и мишеней для получения материалов с измененными электрофизическими, теплофизическими, электрическими и оптическими свойствами (ядерное легирование кремния, радиационное окрашивание минералов, облучение полимеров и т.д.)

#### **4. Основные параметры.**

Общими для обоих реакторов являются: бассейн, центральная шахта, вентиляционный короб, площадка обслуживания, длинномерные чехлы-хранилища, выпускной трубопровод системы спецочистки, транспортно-технологическое оборудование ЦЗ.

Комплекс реакторов РБТ-10 имеет общие с РУ МИР.М1 (зд.170) контур оборотного водоснабжения, промконтур, спецканализацию С2, спецвентиляцию I категории, системы энергообеспечения и обслуживающий персонал.

Основными экспериментальными устройствами реактора являются вертикальные ампульные каналы, устанавливаемые в активной зоне до 10 шт. и в отражателе до 17 шт.

Таблица 2. Основные характеристики и параметры эксплуатации реактора РБТ-10/2

Параметр, характеристика	Размерность	Значение
Номинальная проектная тепловая мощность	МВт	10
Объем активной зоны, занимаемый твэлами	л	130,0
Тип ТВС		отработавшие ТВС реактора СМ с глубиной выгорания $^{235}\text{U}$ до 50%
Температура теплоносителя: - на входе в активную зону; - на выходе из активной зоны.	$^{\circ}\text{C}$ $^{\circ}\text{C}$	до 60 до 70
Высота столба воды над активной зоной	м	8,15
Количество рабочих органов СУЗ: - АЗ-КО - АР	шт шт	6 1
Поглощающий материал РО СУЗ		$\text{Eu}_2\text{O}_3$
Суммарная эффективность рабочих органов СУЗ в состоянии активной зоны с максимальным запасом реактивности	$\beta_{\text{эфф}}$	19,5
Эффективность органов СУЗ: - АЗ; - КО; - АР	$\beta_{\text{эфф}}$	4,2 ÷ 14,2 4,5 ÷ 14,4 0,2 ÷ 0,6
Максимальный запас реактивности	$\beta_{\text{эфф}}$	9,0
Рабочее значение запаса реактивности для холодного разотравленного реактора в начале кампании	$\beta_{\text{эфф}}$	3,2 ÷ 4,8
Подкритичность активной зоны при взведенных органах АЗ в состоянии активной зоны с максимальным запасом реактивности	$\Delta k/k$	не менее 0,02
Плотность потока тепловых нейтронов - в экспериментальных каналах - в ТВС	$\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	до $9,7 \cdot 10^{13}$ до $1,6 \cdot 10^{13}$
Плотность потока быстрых ( $E \geq 0,1$ МэВ) нейтронов - в экспериментальных каналах - в ТВС	$\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$	до $6,9 \cdot 10^{13}$ до $9,6 \cdot 10^{13}$
Загрузка $^{235}\text{U}$ в активной зоне на начало кампании	кг	44 ÷ 46
Продолжительность кампании	сут	до 60
Толщина биологической защиты в: - вертикальном направлении (вода); - горизонтальном направлении • вода; • тяжелый бетон	м м м	до 8 3,5 2,5
Минимальный расход теплоносителя по первому контуру при мощности реактора: 7 МВт*; 10 МВт	$\text{м}^3/\text{ч}$ $\text{м}^3/\text{ч}$	700 820

Примечание: \* 7 МВт – эксплуатационный уровень мощности реактора РБТ-10/2 [6]

## 5. Конструкция.

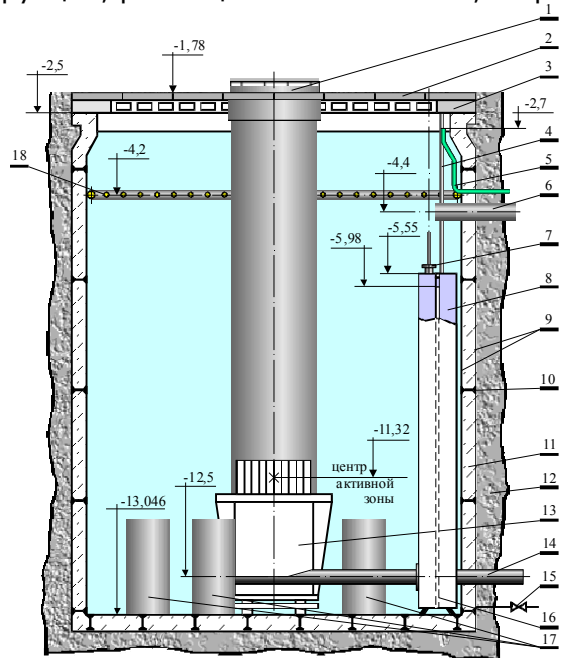
К основному оборудованию реакторной установки РБТ-10/2 относится непосредственно сам реактор с системой управления и защиты, бассейн реактора, ГЦН АХ-500 №2, насос аварийного расхолаживания Р-4ХГ №2, гаситель кислородной активности, система спецочистки, теплообменник, трубопроводы и арматура.

Кроме реакторов в бассейне расположены:

- всасывающие и напорные трубопроводы первых контуров;
- гасители кислородной активности;
- клапаны естественной циркуляции;
- выпускной трубопровод системы спецочистки;
- центральная шахта, предназначенная для отрезки активной части экспериментальных устройств;
- перегрузочные устройства;
- чехлы-хранилища ионизационных камер и облучательных устройств;
- кассеты для временного хранения рабочих и отработавших ТВС.

### Бассейн реактора

Бассейн одновременно является одним из главных компонентов первого контура РУ и заполнен его теплоносителем (дистиллированной водой) до отметки -3,15 м. Слой воды над активной зоной выполняет функцию биологической защиты эксплуатационного персонала от ионизирующих излучений активной зоны, металлоконструкций, размещённых в бассейне, и хранящихся в нём ТВС.



- |                            |                                 |                              |
|----------------------------|---------------------------------|------------------------------|
| 1 - центральная шахта;     | 7 - клапан К-2;                 | 13 - опорная конструкция;    |
| 2 - площадка обслуживания; | 8 - ГКА;                        | 14 - всасывающий трубопровод |
| 3 - ветроулов;             | 9 - облицовка бассейна;         | 15 - контрольная трубка Ø50  |
| 4 - трубка с ГКА;          | 10 - двутавровый швеллер;       | 16 - перегородка ГКА;        |
| 5 - переливная труба;      | 11 - песчано-цементный раствор; | 17 - корзины для ТВС (12 шт) |
| 6 - напорный трубопровод;  | 12 - защитный бетон;            | 18 - коллектор спецочистки   |

Рис.1. Бассейн реактора

### САОР.

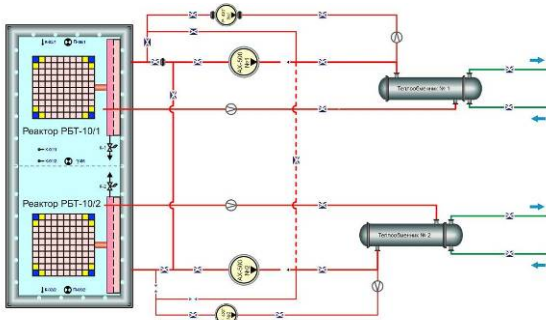


Рис.2. Первый контур

### Первый контур РБТ-10/2

Первый контур реактора РБТ-10/2 предназначен для отвода тепла от ТВС активной зоны и передачи её контуру оборотного водоснабжения (КОВ) по двухконтурной схеме.

Съём тепла с поверхности твэлов осуществляется теплоносителем первого контура, циркулирующим нисходящим потоком внутри кожуха ТВС. Снаружи кожух также омывается текущим вниз по зазорам между ТВС теплоносителем (за счет протечек через специальные дроссельные отверстия в опорной плите активной зоны, равных ~1,5% от общего расхода через зону).

Первый контур реактора является одним из основных барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду. Одновременно почти весь тракт первого контура РБТ-10/2 (за исключением ГЦН с его арматурой) выполняет защитные функции в составе одной из главных защитных систем безопасности –

Гаситель кислородной активности осуществляет задержку теплоносителя, после прохождения активной зоны, ~ на 1 мин в бассейне реактора до его поступления в пом.04, где расположено основное технологическое оборудование первого контура. Этого времени достаточно для значительного снижения очень жесткого  $\gamma$ -излучения от наведенной активности воды по реакции  $^{16}\text{O} (n,p) ^{16}\text{N}$ , так называемой «кислородной активности». Радиоактивный изотоп по механизму  $\beta$ -распада с пе-



риодом полураспада ~ 7,1 сек превращается в исходный стабильный изотоп  $^{16}\text{O}$ . Таким образом, в результате задержки теплоносителя в гасителе в течение ~ 1 мин снижается наведенная активность воды более чем в 100 раз.

### Активная зона реактора РБТ-10/2

Активная зона реактора РБТ-10/2 (рис.3) представляет собой правильную квадратную призму со стороной основания 771 мм и высотой 350 мм. ТВС в количестве 78 штук устанавливаются в центральную опорную решетку, которая имеет 100 отверстий (10×10), расположенных по квадратной решетке с шагом 78 мм. Зазор между ТВС равен 9 мм. В качестве замедлителя использован дистиллят, а в качестве отражателя – дистиллят и двенадцать бериллиевых кассет по углам активной зоны. Рабочие органы управления и защиты выполнены в виде шести блоков сдвоенных секторов в форме пластин, набранных из поглощающих элементов на основе  $\text{Eu}_2\text{O}_3$ , и одного рабочего органа АР, набранного из стержневых поглощающих элементов (пэлов) цилиндрической формы на основе  $\text{Eu}_2\text{O}_3$ . Секторы выполняют одновременно функции аварийной защиты и компенсации (АЗ-КО) и вводятся в активную зону с двух боковых граней в зазоры между ТВС.

В активной зоне размещен рабочий орган АР крестообразной формы, который перемещается вертикально в зазорах между ТВС.

Десять ячеек активной зоны предназначены для размещения ампульных каналов, расположение которых показано на рис. 3.

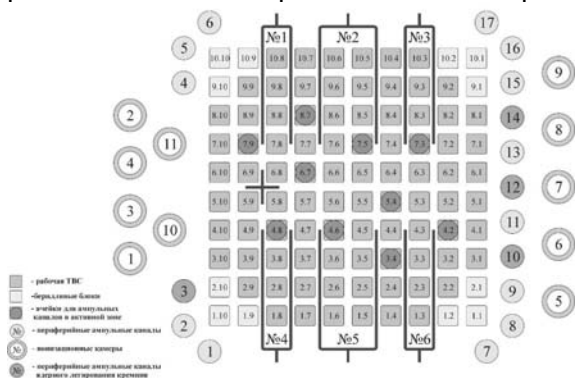
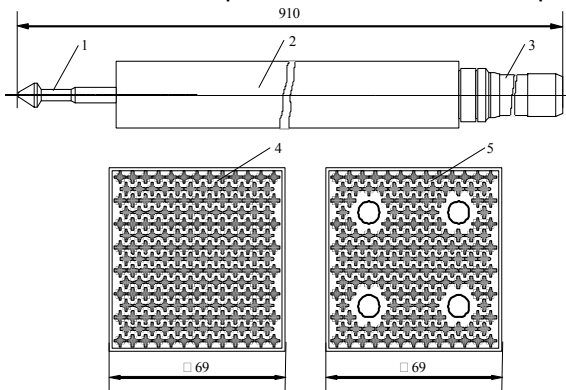


Рис.3. Картограмма активной зоны реактора РБТ-10/2

образцов в ампульных каналах и находится в пределах 44÷46 кг  $^{235}\text{U}$  (при среднем выгорании топлива в активной зоне – 37÷39%).

### Твэлы и ТВС

Твэлы и ТВС – топливо ИР предназначенное для получения, в результате управляемой цепной реакции деления нейтронов и ионизирующего излучения.



1 – головка ТВС; 2 – чехол; 3 – хвостовик; 4 – сечение ТВС типа 184.03.00; 5 – сечение ТВС типа 184.05.00.

Рис.4. ТВС реактора СМ

СМ (при условии дополнительного обоснования безопасности использования ТВС других типов для реактора РБТ-10). Активную зону набирают в основном из ТВС, с выгоранием 10÷30%, но не более 50%, допускается загрузка свежих ТВС (по обоснованной картограмме).

ТВС скомпонована из твэлов стержневого дисперсионного типа, имеющих в поперечном сечении крестообразную форму (рис.5).

Допускается изменение компоновки активной зоны с различным расположением экспериментальных каналов и рабочих ТВС с вариацией их количества, при условии расчетно-экспериментального обоснования ядерной и технической безопасности эксплуатации реактора с модифицированной картограммой активной зоны.

Загрузка  $^{235}\text{U}$  в начале кампании (среднее выгорание топлива) зависит от распределения топлива по активной зоне, состава и количества облучаемых образцов в ампульных каналах и находится в пределах 44÷46 кг  $^{235}\text{U}$  (при среднем выгорании топлива в активной зоне – 37÷39%).

Критерием целостности твэлов при проектных авариях приняты следующие условия:

- твэл сохраняет работоспособность, если средняя по сечению температура сердечника не превышает 600 °С;
- твэл сохраняет герметичность, если средняя по сечению температура сердечника не превышает 680 °С.

В качестве тепловыделяющих сборок ИР РБТ-10/2 используются отработавшие ТВС реактора СМ-3 типа 184.03.00 (рис.4). Допускается также использование ТВС типов 184.04.00, 184.05.00. а также других типов, используемых в реакторе

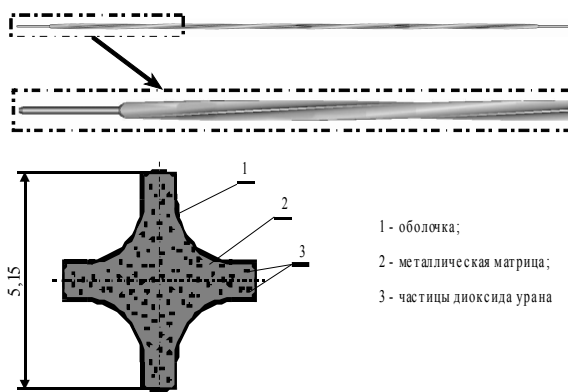


Рис.5. ТВЭЛ реактора СМ

С.В.Антиповым, начаты работы по подготовке РУ РБТ-10/1 к выводу из эксплуатации.

В результате вывода из эксплуатации ИР РБТ-10/1 предполагается:

- демонтаж съемного оборудования элементов активной зоны ИР РБТ-10/1, для высвобождения пространства бассейна реакторов РБТ-10/1,2;
- реконструкция системы охлаждения реакторов РБТ-10/1,2 с целью использования оборудования и трубопроводов первого контура ИЯУ РБТ-10/1 для охлаждения активной зоны ИЯУ РБТ-10/2;
- усовершенствование транспортно-технологического оборудования, позволяющего вести транспортно-технологические операции под слоем воды;
- создание полномасштабного тренажера ИЯУ РБТ-10/2 с использованием приборов и пульта управления ИЯУ РБТ-10/1 для обучения персонала;
- создание нейтронного канала для подачи пучков нейтронов с плотностью потока более  $10^9$  н/см<sup>2</sup>·с в области энергии от 1 эВ до 30 кэВ и их применения для нейтронной терапии. (В рамках «Программы создания Федерального высокотехнологического центра медицинской радиологии в г. Димитровграде Ульяновской области»).

В настоящее время произведена модернизация системы охлаждения а.з. реактора РБТ-10/2 по проекту 1МТ.7348.000.00. «Модернизация системы охлаждения первого контура РУ РБТ-10/2». Это позволило производить охлаждение активной зоны реактора РУ РБТ-10/2 с расходом теплоносителя через активную зону реактора до  $Q=910$  м<sup>3</sup>/час при одновременной работе двух насосов АХ-500 №1 и №2 и соответственно увеличить мощность РУ до  $N=10$  МВт.

На основании [8] в феврале 2009г., произвели монтаж дополнительных каналов контроля параметров, отвечающих за безопасность, для реализации алгоритма формирования управляющего сигнала в схему аварийной защиты реактора по принципу «два из трех». В период ППР 2009г. планируется усовершенствование всей системы контроля теплотехнических параметров РУ РБТ-10/2, отвечающих за безопасность, с сооружением резервного пульта управления, что повысит надежность и работоспособность системы контроля параметров реактора РБТ-10/2.

#### Перечень литературы

1. Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов, ПБЯ-03-75
2. Акт о результатах физического пуска реактора РБТ-10/2, №24-28/1573 от 12.12.84
3. Результаты исследований характеристик реакторов РБТ-10. Заключительный отчет. № О-3095, Инв. №4603 от 05.10.85
4. Разрешение ГАН СССР на проведение физического пуска реактора РБТ-10/2, № И-6/230 дсп от 15.11.83
5. Программа физического пуска реактора РБТ-10/2, №24-28/2280 от 11.11.83
6. Паспорт Госатомнадзора России на ИР РБТ-10/2, №33-6ИР от 08.12.03
7. Программа подготовки к выводу из эксплуатации исследовательской ядерной установки РБТ-10/1, утвержденная заместителем руководителя агентства по атомной энергии С.В.Антиповым, Инв. № 24 18/42 от 16.01.06г.
8. План мероприятий по замене СИ и совершенствованию системы контроля параметров на РУ РБТ-10/2 в 2009 году. ▲

Материал оболочки и концевых деталей твэлов – сталь ЭИ-847, топливная композиция – диоксид урана, диспергированный в матрице из меди с добавлением бериллиевой бронзы.

#### 6. Работы по усовершенствованию РУ РБТ-10/2

В 2006 году в соответствии с «Программой подготовки к выводу из эксплуатации исследовательской ядерной установки РБТ-10/1 ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР»» [7], утвержденной заместителем руководителя агентства по атомной энергии

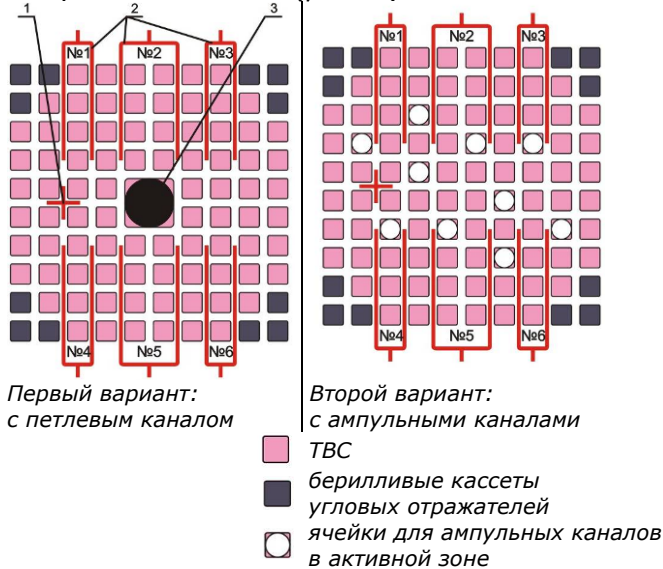
**ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ РБТ-10/1**

В.А. Свистунов, А.Л. Ижутов, С.В. Романовский, С.А. Киверов  
ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия

**1. Историческая справка**

Исследовательский реактор (ИР) РБТ-10/1 представляет собой бассейновый водородный реактор на тепловых нейтронах, размещенный в одном бассейне с аналогичным по конструкции ИР РБТ-10/2.

Проектом предусмотрено два варианта использования реактора РБТ-10/1, один для установки в активной зоне экспериментальной петли, второй – для размещения ампульных каналов (рис. 1).



1 – РО АР, 2 – РО АЗ-КО № 1-6, 3 – петлевой канал  
Рис. 1. Два варианта компоновки активной зоны реактора РБТ-10/1.

С 1983 по 1988 годы реакторная установка РБТ-10/1 эксплуатировалась по первому варианту на мощности 3,5 МВт. После завершения испытаний в петлевом канале реактор в феврале 1988 г. был остановлен для демонтажа петлевой установки и разработки технической документации для перехода на работу по второму варианту. Переход на второй вариант заключался в изменении загрузки и конфигурации активной зоны.

В 1989 году успешно осуществлен физический пуск исследовательского реактора РБТ-10/1 с новой активной зоной, после чего в связи с отсутствием программы использования реактора и его экспериментальных устройств ИР РБТ-10/1 на мощность

не выводился и в марте 1994 года переведен в режим длительного останова.

В апреле 2005 года в связи с отсутствием программы экспериментальных работ и необходимых финансовых средств для дальнейшего обеспечения безопасного состояния реакторной установки РБТ-10/1 в режиме длительного останова, приказом Руководителя Федерального агентства по атомной энергии реакторная установка РБТ-10/1 была переведена в режим окончательного останова.

**2. Концепция и краткое описание принятого варианта вывода из эксплуатации ИЯУ РБТ-10/1**

В соответствии с Программой подготовки к выводу из эксплуатации исследовательской ядерной установки РБТ-10/1, утвержденной заместителем руководителя агентства по атомной энергии в 2006 году начаты работы по подготовке РУ РБТ-10/1 к выводу из эксплуатации.

В ходе подготовительных работ:

1. Получена Лицензия Ростехнадзора на эксплуатацию ИР РБТ-10/1 в режиме окончательного останова.

2. Проведено комплексное инженерно-радиационное обследование РУ РБТ-10/1, помещений и оборудования здания 103 (КИРО).

3. Проведены технико-экономические исследования работ по выводу из эксплуатации исследовательской ядерной установки РБТ-10/1.

4. Проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты в обоснование возможности модернизации первого контура РУ РБТ-10/2 и определения допустимой мощности реактора.

Вывод ИР из эксплуатации является комплексной задачей, охватывающей широкий круг вопросов, начиная от прекращения эксплуатации ИР до полного завершения снятия с эксплуатации. При этом экологические последствия для района размещения ИР как в процессе снятия с эксплуатации, так и после него, должны быть минимальными. Поэтому на основании результатов КИРО и проведенных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов была принята следующая концепция

вывода из эксплуатации РУ РБТ-10/1:

- частичный демонтаж оборудования РУ РБТ-10/1 с перепрофилированием;
- использование высвобождаемых помещений здания 103 и оборудования РУ РБТ-10/1, для улучшения эксплуатационных характеристик и экспериментальных возможностей ИЯУ РБТ-10/2.

В результате вывода из эксплуатации ИР РБТ-10/1 предполагается:

- демонтаж съемного оборудования элементов активной зоны ИР РБТ-10/1, для высвобождения пространства бассейна реакторов РБТ-10/1,2;
- реконструкция системы охлаждения реакторов РБТ-10/1,2 с целью использования оборудования и трубопроводов первого контура реактора РБТ-10/1 для охлаждения активной зоны реактора РБТ-10/2;
- усовершенствование транспортно-технологического оборудования, позволяющего вести транспортно-технологические операции под слоем воды;
- создание полномасштабного тренажера РУ РБТ-10/2 с использованием приборов и пульта управления РУ РБТ-10/1 для обучения персонала;
- создание нейтронного канала для подачи пучков нейтронов с плотностью потока более  $10^9$  н/см<sup>2</sup>·с в области энергии от 1 эВ до 30 кэВ и их применения для нейтронной терапии (в рамках «Программы создания Федерального высокотехнологического центра медицинской радиологии в г. Димитровграде Ульяновской области»);
- снятие с учета РУ РБТ-10/1 в федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии.

### **3. Выполненные работы по выводу из эксплуатации РУ РБТ-10/1**

В течение 2007 и 2008 годов выполнены следующие подготовительные работы:

1. Разработан комплект документов, в соответствии с РД-08-01-06, для получения лицензии Ростехнадзора на эксплуатацию ИР РБТ-10/1 в режиме окончательного останова и получена Лицензия № ГН-03-108-1788 от 26.12.07.

2. Оформлено общее техническое задание на разработку проекта вывода из эксплуатации ИЯУ РБТ-10/1.

3. Разработан проект вывода из эксплуатации ИЯУ РБТ-10/1.

4. Разработан комплект документации для получения разрешения на право ведения работ в области использования атомной энергии по выводу из эксплуатации РУ РБТ-10/1, который прошел экологическую экспертизу. Получена Лицензия ГН-04-108-1956 на вывод из эксплуатации исследовательского ядерного реактора РБТ-10/1.

5. Разработаны проекты и технологии, для выполнения работ:

– Реконструкция системы охлаждения и теплотехнического контроля реакторов РБТ-10/1,2. Модернизация системы охлаждения реактора РБТ-10/2 предполагает: усовершенствование системы теплотехнического контроля РУ РБТ-10/2; использование оборудования и трубопроводов первого контура реактора РБТ-10/1 для охлаждения активной зоны реактора РБТ-10/2 с целью повышения мощности, улучшения и расширения экспериментальных возможностей реактора РБТ-10/2. В отчете о научно-исследовательской работе «Обоснование безопасности работы ИЯУ РБТ-10/2 с модернизированным контуром охлаждения активной зоны реактора РБТ-10/2» показано, что после модернизации мощность реактора может быть увеличена до 14 МВт, при этом повышается надежность охлаждения активной зоны в случае отказа одного ГЦН.

– Усовершенствование системы аварийного электроснабжения комплекса РБТ-10. Для повышения надежности аварийного электроснабжения РУ РБТ-10/2 необходима замена выработавших ресурс аккумуляторных батарей. В связи с этим разработан проект «Установка аккумуляторных батарей СНУ-34 на 280В» вместо 20ЕАН-100 на 280В. Этот проект предусматривает реконструкцию ряда помещений и технологию установки аккумуляторных батарей.

– Модернизация системы радиационного контроля комплекса РБТ-10, МИР.М1. На реакторном комплексе РБТ-10 радиационный контроль обеспечивается системой "Орешник", в целом эта система полностью соответствует своему назначению и отвечает требованиям действующих НД по обеспечению безопасности, но из-за физического износа элементов системы необходима их замена. Выпуск агрегатных технических средств системы "Орешник" прекращен около 15 лет назад и поэтому в настоящее время остро стоит проблема замены и ремонта вышедшей из строя аппаратуры.

В связи с этим разработан проект «Система радиационного контроля реакторного комплекса РБТ-10, МИР.М1».

– Технология удаления из оборудования и технологических систем РБТ-10/1 радиоактивных сред.

– Технология дезактивации оборудования и помещений РБТ-10/1.

– Технология демонтажа оборудования РУ РБТ-10/1 и удаления ИИИ из помещений здания 103.

#### **4. Основные работы по выводу из эксплуатации РУ РБТ-10/, планируемые в 2009-2015 годах**

В период с 2009 по 2015 годы, в соответствии с принципиальной программой вывода из эксплуатации РУ РБТ-10/1, утвержденной начальником управления ОЯТ и РАО и вывода из эксплуатации ядерных и радиационно-опасных объектов, планируются следующие работы:

1. Разработка проекта демонтажа съемных элементов активной зоны реактора РБТ-10/1. Изготовление и приобретение специального оборудования для проведения демонтажных работ. Демонтаж съемных элементов активной зоны реактора РБТ-10/1.

2. Разработка частных ТЗ и проектов по усовершенствованию и модернизации систем видеонаблюдения, пожарной сигнализации, электроосвещения, аварийного электроснабжения, холодного и горячего водоснабжения, спецканализации, спецвентиляции и подводной видеосистемы. Внедрение проектов и проведение косметического ремонта помещений зд.103 после монтажных работ.

3. Внедрение проектов по модернизации системы охлаждения реактора РБТ-10/2 и проведение косметического ремонта помещений зд.103 после монтажных работ. Внесение изменений и дополнений в техническую и технологическую документацию РУ РБТ-10/2 в связи с модернизацией системы охлаждения.

4. Приобретение оборудования по проекту цифровой системы КРБ реакторного комплекса РБТ-10 – МИР.М1. Внедрение проекта и проведение косметического ремонта помещений зд.103 после монтажных работ.

5. Разработка проекта по усовершенствованию транспортно-технологического оборудования, позволяющего вести транспортно-технологические операции под слоем воды. Приобретение материалов и оборудования по проекту усовершенствования транспортно-технологического оборудования. Внедрение проекта. Разработка технологической документации по усовершенствованной транспортной технологии РУ РБТ-10/2.

6. Разработка ТЗ, проекта и внедрение проекта по созданию полномасштабного тренажера с использованием пульта управления ИР РБТ-10/1. Разработка технологической документации и учебных пособий для обучения на полномасштабном тренажере РБТ-10.

7. Удаление из технологических помещений ИЯУ РБТ-10/1 источников ионизирующих излучений и их захоронение.

8. Вывоз отработавшего топлива ИЯУ РБТ-10/1 на переработку.

9. Удаление из оборудования и технологических систем ИЯУ РБТ-10/1 радиоактивных рабочих сред, проведение дезактивации оборудования, систем и строительных конструкций по технологии, определенной проектом вывода ИЯУ РБТ-10/1 из эксплуатации и проведение ремонта помещений зд.103 после дезактивации.

10. Разработка ТЗ и проекта по созданию канала для нейтронной терапии. Приобретение материалов и оборудования, внедрение проекта, проведение пусконаладочных работ и прием в эксплуатацию канала для нейтронной терапии.

11. Снятие с эксплуатации и снятие с учета РУ РБТ-10/1 в федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии. ▲

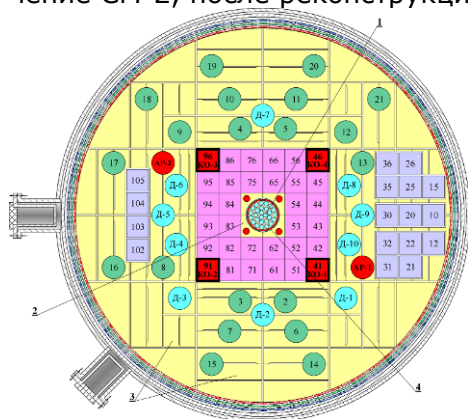
## ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ВЫСОКОПОТОЧНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА СМ

А.И.Звир, М.Н.Святкин, А.Л.Петелин  
ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия

Высокопоточный исследовательский реактор СМ эксплуатируется с 1961 года и предназначен для проведения экспериментальных работ по облучению образцов реакторных материалов в заданных условиях, изучению закономерностей изменения свойств различных материалов в процессе облучения, получению трансплутониевых элементов и радиоактивных нуклидов более легких элементов.

Реактор сыграл важную роль в обосновании проектных решений при создании серийных отечественных энергетических реакторов, обеспечил выполнение национальной программы получения и исследования свойств трансплутониевых элементов.

Реактор СМ относится к классу корпусных высокопоточных реакторов ловушечно-го типа с промежуточным спектром нейтронов, с охлаждением активной зоны водой под давлением. В его конструкции впервые реализована идея получения высокой плотности потока тепловых нейтронов в замедляющей ловушке в центре активной зоны с жестким спектром нейтронов. До реконструкции 1992 г. реактор имел обозначение СМ-2, после реконструкции – СМ-3.



1 - центральный бериллиевый блок; 2 - бериллиевые вкладыши;  
3 - бериллиевые блоки отражателя; 4 - центральный компенсирующий орган.



Активная зона реактора СМ-3

Активная зона поперечным квадратным сечением 420×420 мм и высотой 350 мм с водо-бериллиевой ловушкой размером 140×140 мм и отражателем из металлического бериллия размещена в стальном корпусе (диаметр 1,5 м, высота 8 м) и состоит из 28 тепловыделяющих сборок. В качестве топлива используется диоксид урана с обогащением по урану-235 90%, диспергированный в медной матрице. Охлаждающая вода одновременно служит замедлителем.

Реактор оснащен широким набором экспериментальных устройств, которые могут размещаться в центральной ловушке (до 27 мест), ячейках отражателя (30 мест) и специализированных ТВС (до 6 штук, по 4 места в каждой и до 4 штук, по 1 месту в каждой).

### Основные технические характеристики ИЯУ СМ-3

Параметр	Значение
Тип реактора	Водо-водяной под давлением, ловушечный на промежуточных нейтронах
Мощность	100 МВт
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в центральном канале	$5 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$
Замедлитель	вода
Теплоноситель	вода
Отражатель	бериллий
Топливо	диоксид урана, обогащение 90%
Конфигурация активной зоны в плане	квадратная с центральной ловушкой
Наружный размер активной зоны	420×420 мм
Шаг решетки ТВС	70×70 мм
Количество ячеек для ТВС	32 (включая 4 ячейки для КО с топливными догрузками)
Количество ячеек, занятых центральной ловушкой	4
Высота активной зоны	350 мм

**Основные технические характеристики ИЯУ СМ-3**

Параметр	Значение
Геометрический объем активной зоны, в т.ч.:	61,7 л
объем ловушки	6,8 л
Энерговыводящий объем	4854,9л
Тепловыводящий элемент	крестообразный, типа СМ
Решетка размещения твэлов в ТВС	треугольная с шагом 5,23мм
Средняя по энерговыводящему объему тепловая нагрузка	1,82÷2,08 МВт/л

В составе реактора эксплуатируются низкотемпературная петлевая установка (ПУ) ВП-1 (введена в эксплуатацию в 1963 г., модернизирована в 2003 г.) и высокотемпературная петлевая установка (ПУ) ВП-3 (введена в эксплуатацию в 1977 г., модернизирована в 1994г.). ПУ ВП-1 предназначена для испытаний опытных тепловыводящих элементов, облучения образцов конструкционных и поглощающих материалов, а также для получения изотопной продукции; ПУ ВП-3 – для проведения исследований работоспособности тепловыводящих элементов реакторов различных типов, изучения выхода продуктов деления из негерметичных твэлов и способов удаления их из первого контура, материаловедческих исследований конструкционных, поглощающих материалов.

**Экспериментальные возможности ИЯУ СМ-3**

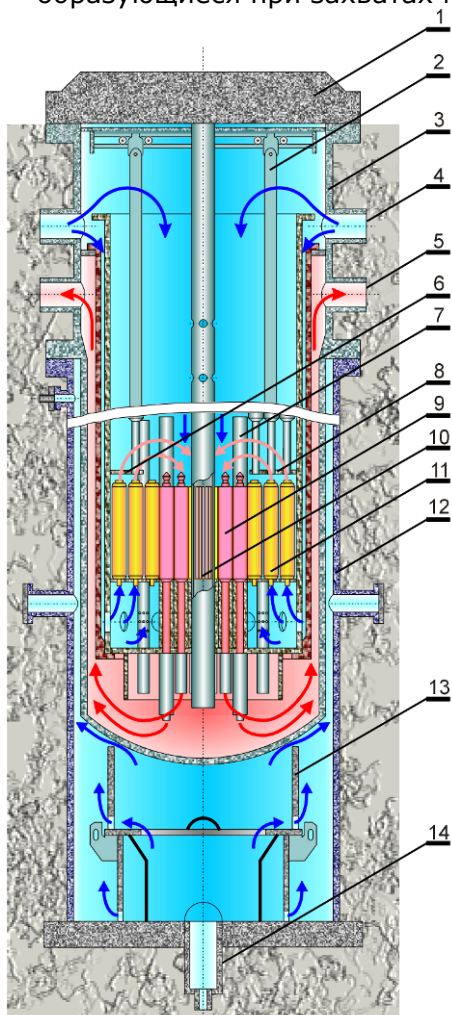
Количество мест облучения, в т.ч.:	до 41		
ловушка	1 (блочный вариант – ЦБТМ - 27 ячеек для мишеней; каналный вариант – центральный канал № 1 - 18 ячеек для мишеней)		
активная зона	до 6 ТВС типа 184.05.000 или 184.09.000 (каждая ТВС с четырьмя ячейками $\varnothing$ 12 мм для мишеней) до 4 ТВС типа 184.10.000 (каждая ТВС с одной ячейкой $\varnothing$ 24,5 мм для мишеней)		
отражатель	30 (из них 20 мест для установки каналов с выводом информации или теплоносителей через крышку реактора).		
Облучательное устройство	Плотность потока нейтронов, $\text{м}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$ , с энергией		
	$\leq 0,67$ эВ	$0,67\div 100$ эВ	$\geq 0,1$ МэВ
ЦБТМ	$1,3\cdot 10^{19}$	$1,7\cdot 10^{18}$	$1,4\cdot 10^{19}$
ТВС типа 184.05.000, 184.09.000	$1,3\cdot 10^{18}$	$4,7\cdot 10^{18}$	$2,0\cdot 10^{19}$
ТВС типа 184.10.000	$2,1\cdot 10^{18}$	$4,3\cdot 10^{18}$	$1,7\cdot 10^{19}$
ячейки отражателя	$1,35\cdot 10^{19}\div 9\cdot 10^{17}$	-	$3,3\cdot 10^{18}\div 2,5\cdot 10^{16}$

Основные технические характеристики первых контуров ПУ ВП-1, ВП-3

Характеристика	Размерность	Значение
<b>ПУ ВП-1</b>		
Максимальное рабочее давление	МПа	4,9
Температура теплоносителя	°С	90
Расход	$\text{м}^3/\text{ч}$	30
Мощность одного канала	кВт	500
Количество облучательных каналов		3
Теплоноситель		дистиллят
<b>ПУ ВП-3</b>		
Максимальное рабочее давление	МПа	18,5
Температура теплоносителя	°С	300
Расход	$\text{м}^3/\text{ч}$	$5 \div 8$
Мощность одного канала	кВт	50
Количество облучательных каналов		3
Теплоноситель		дистиллят

Основным направлением материаловедческих исследований является изучение механизмов радиационных повреждений существующих и перспективных делящихся, конструкционных и поглощающих материалов. Реактор СМ занимает особое место среди отечественных ИР ввиду следующих его особенностей:

- в отличие от других ИР с водяным охлаждением его активная зона характеризуется жестким нейтронным спектром; скорость накопления повреждений в облучательных ячейках зоны близка к таковой для реакторов на быстрых нейтронах;
- в отличие от реакторов на быстрых нейтронах, для которых характерны высокие температуры теплоносителя и малая доступность облучательных ячеек, в реакторе СМ можно организовать облучение конструкционных материалов при температурах  $270 \div 300$  оС, требуемых режимами работы реакторов ВВЭР, РВР и отдельных конструктивных элементов ТЯР;
- в активной зоне реактора СМ, наряду с нейтронами высокой энергии, присутствуют также нейтроны с меньшими, вплоть до тепловой, энергиями, что позволяет, помимо накопления повреждающей дозы, накапливать ядра-трансмутанты, образующиеся при захватах медленных нейтронов.



Продольное сечение реактора СМ.  
 1 - крышка; 2 - механизм перегрузки;  
 3- корпус СМ-3; 4 - входной патрубков;  
 5 - выходной патрубков;  
 6 - малая разгрузочная площадка; 7 - груба КО;  
 8 - большая разгрузочная площадка; 9 - ТВС;  
 10 - центральная высокопоточная полость;  
 11 - бериллиевый отражатель; 12 - корпус СМ-2;  
 13 - тепловая защита СМ-2; 14 - входной патрубков системы охлаждения межкорпусного пространства

облучение образцов графита ТР-280 при высоких температурах ( $T=670^{\circ}\text{C}$ ) для создания константной дозы в обоснование продления срока эксплуатации графитовой кладки реактора РБМК.

В последнее время:

По программе исследований ползучести, длительной прочности и деформационной способности оболочечных труб и других изделий из сплавов циркония для решения проблемы обоснования работоспособности твэлов и ТВС реакторов ВВЭР и РБМК в сложных режимах эксплуатации до высоких выгораний топлива, выполнен большой объём внутриреакторных исследований ползучести оболочечных труб их сплавов Э110 и Э635 в ампульных каналах реактора РБТ-6 при продольном растяжении и нагружении под давлением, в активной зоне реактора СМ-3 при нагружении внутренним давлением, в каналах ПУ ВП-3.

В каналах ПУ ВП-3 проведены и продолжаются реакторные испытания макетов реакторных источников нейтронов (РИН) на основе бериллия для судовых установок, новых поглощающих материалов (перспективные композиции с использованием оксидов диспрозия, гафния, карбида бора разного процентного состава) с целью получения данных, необходимых для аттестации и лицензирования штатных, а также внедрения перспективных конструкций регулирующих органов реактора ВВЭР-1000.

Проведены работы по изучению радиационной стойкости материалов и паяных соединений первой стенки дивертора, включая термоциклические испытания макетов диверторной мишени ИТЭР, испытания медных сплавов, используемых также в проекте ИТЭР.

В ячейках ТВС активной зоны проведено облучение образцов бериллия до высоких флюенсов. Проводится облучение



В каналах ПУ ВП-1 проведены испытания твэлов с повышенным содержанием урана по программе модернизации активной зоны реактора СМ с целью расширения его экспериментальных возможностей.

В рамках российско-американского сотрудничества по Программам утилизации избыточного оружейного плутония проведены методические реакторные испытания образцов матричного и блочного графитов, имитаторов микротвэлов и топливных компактов при температуре от 800 до 1250°C реакторной установки ГТ-МГР (газотурбинный модульный гелиевый реактор).

Уникальные возможности высокопоточного исследовательского реактора СМ позволили ему занять ведущее место в России в области производства трансурановых элементов и накопления радионуклидов с высокой удельной активностью. Это обусловлено следующими основными преимуществами реактора:

- значительное количество каналов в отражателе с диапазоном плотности потока тепловых нейтронов от  $10^{18}$  до  $1,5 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ;
- возможность облучения мишеней в массиве тепловыделяющих элементов активной зоны, где существенна доля надтепловых и быстрых нейтронов;
- наличие в центре активной зоны нейтронной ловушки с невозмущенной плотностью потока тепловых нейтронов до  $5 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ;
- возможность организации эффективного теплоотвода от облучаемых мишеней.

Широкий диапазон изменения плотности потока нейтронов и его спектральных характеристик открывает простор для поиска и реализации оптимальных схем накопления тех или иных радионуклидов.

В ячейках нейтронной ловушки и двух ближайших к активной зоне ячейках отражателя организован многостадийный процесс наработки тяжелых изотопов кюрия и калифорния-252. Кроме того, производится накопление целого ряда радионуклидов с высокой удельной активностью: никель-63; олово-113, 119m; вольфрам-188; железо-55, 59; хром-51 и других. Также проводится активация заготовок источников на основе селена-75 и иридия-192.

Экспериментальные каналы в активной зоне используются для облучения радионуклидов, образование которых наиболее эффективно происходит в жестком спектре нейтронов. Основными среди них являются фосфор-32,-33, гадолиний-153 и олово-117m..

В ближайших к активной зоне ячейках отражателя проводится широкомасштабное накопление таких радионуклидов, как кобальт-60 и иридий-192. Годовой объем производства достигает 200÷300 кКи кобальта-60 и 400 кКи иридия-192. В ячейке 20 отражателя в специальном инструментованном устройстве, обеспечивающем постоянный контроль нейтронного потока во время облучения, проводится прецизионная активация заготовок источников на основе кобальта-60 медицинского назначения. В год производится около 1000 источников.

За годы эксплуатации реактор неоднократно реконструировался с целью расширения его экспериментальных возможностей и повышения безопасности эксплуатации.

При этом существенные изменения были внесены в конструкцию активной зоны и отражателя, во все основные технологические системы реактора и экспериментальных устройств. Часть изменений была внесена целевым образом в связи с появлением и постепенным ужесточением государственных нормативных требований по безопасности исследовательских реакторов.

Малая реконструкция 1964 года.

Основные работы:

- пластинчатые твэлы топливных сборок заменены на крестообразные;
- увеличена высота активной части твэлов с 250 до 350 мм;
- в компенсирующих стержнях СУЗ бериллиевые вытеснители заменены топливными догрузками;
- в вертикальный центральный канал № 1 установлен дополнительный компенсирующий стержень;
- модернизирован контур сжигания гремучей смеси.

Результаты:

- продолжительность работы между перегрузками возросла с 2 до 15 суток;
- обеспечено более глубокое выгорание топлива;

- стало возможным занять часть ячеек активной зоны под облучение стартовых материалов с целью накопления трансурановых элементов в жестком нейтронном спектре.

Реконструкция 1965 года с заменой центральной зоны.

Основные работы:

- в качестве отражателя применен металлический бериллий;
- введена в строй система КГО с индивидуальным отбором проб от ТВС активной зоны;
- четыре дополнительных отверстия для установки экспериментальных устройств;
- произведена модернизация систем дегазации, контура сжигания и спецочистки;
- заменены насосы первого контура на более совершенные и надежные;
- две водяные петли объединены в одну низкотемпературную петлю с полным ее отделением от первого контура реактора;
- разделены системы подпитки дистиллятом реактора и петлевых установок;
- установлен насос, обеспечивший надежное расхолаживание активной зоны при проведении перегрузочных работ внутри реактора со сбросом давления;
- усовершенствована система воздушно-газового хозяйства.

Результаты:

обеспечена безопасная и надежная работа реактора на мощности 75 МВт, плотность потока нейтронов возросла до  $3,3 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$ .

Реконструкция 1974 года

Основные работы:

- произведена замена теплообменников на новые (из нержавеющей стали);
- модернизирована система аварийного охлаждения реактора.

Результаты:

- повысилась мощность реактора до 100 МВт, плотность потока нейтронов достигла значения  $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ ;
- новые теплообменники позволили применять химические методы освобождения от накипи и загрязнений.

Реконструкция 1977÷1978 г.г.

Основные работы:

- в исполнительных органах СУЗ применены поглотители на основе окиси европия;
- в виде топливной догрузки компенсирующих органов использованы штатные ТВС;
- установлена новая центральная зона;
- смонтированы новый пульт управления; в СУЗ применена автокомпенсация КО;
- на подводящих патрубках под днищем реактора установлены страхующие кожухи;
- внедрено гидрофилирование ячеек активной зоны дроссельными вставками;
- удалены дроссельные шайбы из трубопровода I контура;
- модернизирована электросиловая часть главных циркуляционных насосов.

Результаты:

- увеличен расход теплоносителя с 2000 до 2400 м<sup>3</sup>/ч;
- повышен запас до кризиса теплосъема до значения 1,7.

Большая реконструкция 1991÷1992 г.г.

Основные работы:

- изготовлен и установлен новый корпус, старый корпус выполняет роль страховочного кожуха, выдерживающего давление первого контура;
- изменена компоновка активной зоны;
- заменены силовые и контрольные кабели на кабели негорючего исполнения;
- создана система водяного пожаротушения в кабельных каналах и системы газового пожаротушения в пультовых помещениях и помещениях информационно-вычислительного комплекса;
- изменены трассы трубопроводов первого контура с обеспечением подвода и отвода теплоносителя в верхней части корпуса;
- модернизирована система аварийного охлаждения реактора с применением активных и пассивных средств;

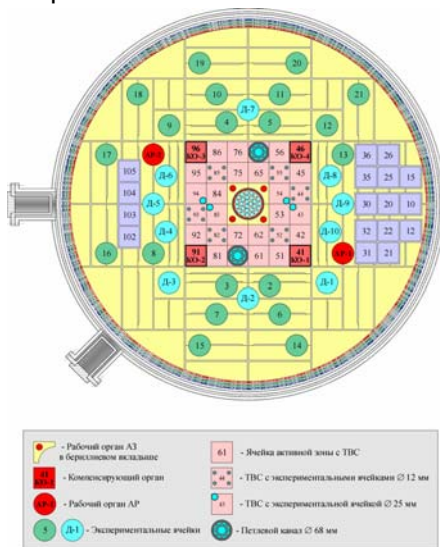
- создан измерительно-вычислительный комплекс всех технологических параметров на базе ЭВМ;
- обеспечены независимость и разделение каналов контроля наиболее важных технологических параметров;
- сооружен резервный щит управления;
- обследовано состояние и лицензировано дальнейшее использование незаменимого оборудования;
- создан дополнительный источник энергоснабжения в виде дизельной электростанции.

В результате реконструкции была повышена безопасность установки, обеспечено выполнение современных требований безопасности, расширены экспериментальные возможности.

В ходе эксплуатации реактора накоплен огромный опыт по совершенствованию различных систем и оборудования, повышению безопасности эксплуатации.

Работа по расширению экспериментальных возможностей реактора продолжается. Разработана и реализуется концепция модернизации активной зоны реактора, основной целью которой является обеспечение возможности проведения длительных облучений образцов материалов ЯЭУ, в том числе в инструментированных устройствах большого диаметра, в жестком нейтронном спектре при скорости повреждения до 15 сна в год, скорости наработки гелия до 1000 аррм в год при температуре до 330 °С и в заданном водно-химическом режиме.

При этом сохраняются основные конструктивные особенности реактора, в топливной части активной зоны размещаются 2 петлевых канала диаметром до 68 мм и 4 ампульных канала диаметром 24,5 мм при сохранении имеющихся 24 каналов диаметром 12 мм.



Базовая картограмма модернизированной активной зоны реактора CM

- обоснована ЯБ транспортировки, хранения свежего отработанного топлива,
- проведены ресурсные реакторные испытания двух партий (по 50 ТВС каждая) ТВС;
- выполнены необходимые расчетные и экспериментальные работы, утверждён технический проект активной зоны;
- по результатам массовых испытаний ТВС с повышенным содержанием U-235 Государственная комиссия приняла решение о переводе новых ТВС в разряд штатного топлива с присвоением литеры «O1».
- реактор переведен на новое топливо без ухудшения эксплуатационных показателей с полным выполнением обязательств по наработке радионуклидов и исследовательским программам.

В процессе перевода реактора на новое топливо не нарушены требования безопасности и изучены нейтронно-физические характеристики реактора с новым составом активной зоны. Достигнута существенная экономия топлива, расход «свежих» ТВС на 1000 МВт-сут снизился на 32,5%.

Дополнительные экспериментальные объемы в активной зоне организуются удалением достаточно большого количества твэлов (до 500 шт.), компенсация потери топлива на первом этапе модернизации достигается увеличением загрузки U-235 в штатные твэлы с 5 до 6 грамм.

Первый этап практически завершен:

- разработан новый твэл с повышенным содержанием U-235;
- разработаны новые ТВС трёх типов (без канала для облучения; с каналом  $d=24,5\text{мм}$ ; с 4 каналами  $d=12\text{мм}$ );
- заводом освоено изготовление твэлов и ТВС;
- проведены петлевые реакторные испытания твэлов на средние и максимальные нагрузки в петле ВП-1;
- изготовлены по одной ТВС каждого типа, проведены их реакторные испытания на средние нагрузки в активной зоне CM;

**Основные характеристики ТВС**

Параметр	Значение		
	184.08.000	184.09.000	184.10.000
Тип	184.08.000	184.09.000	184.10.000
Загрузка по $^{235}\text{U}$ , кг	$1,128 \pm 0,019$	$0,960 \pm 0,016$	$0,948 \pm 0,016$
Количество твэлов, шт	188	160	158
Поверхность теплосъема, $\text{м}^2$	1,09	0,927	0,916
Сечение по теплоносителю, $\text{м}^2$	$26,6 \cdot 10^{-4}$	$25,0 \cdot 10^{-4}$ (мишень $\varnothing 10$ мм)	$22,7 \cdot 10^{-4}$ (мишень $\varnothing 24$ мм)
Кожух:			
материал	сплав Э-110		
наружный размер, мм	69×69		
толщина, мм	0,5		
Материал концевых и других деталей	12X18H10T, 09X18H10T		
Максимальное выгорание топлива в твэлах, %	80		
Среднее выгорание топлива в твэлах, %	50		

На втором этапе модернизации предполагается создание нового слабопоглощающего твэла.

В настоящее время реактор надежно работает, годовой коэффициент использования реактора составляет  $0,65 \div 0,70$ , планируется эксплуатация реактора до 2017 года включительно.

Уникальные возможности высокопоточного реактора СМ, огромный опыт его эксплуатации, в том числе и по совершенствованию различных технологических систем, проведенный анализ нарушений позволяет уверенно говорить о возможности его дальнейшей надежной эксплуатации и расширении экспериментальных возможностей. ▲

**ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА РБТ-6**

*А.И.Звир, А.Л.Петелин*

*ОАО «ГНЦ НИИАР», г.Димитровград, Россия*

Исследовательская ядерная установка (ИЯУ) РБТ-6 представляет собой бассейновый водо-водяной реактор на тепловых нейтронах мощностью 6 МВт и предназначен для проведения экспериментов по изучению свойств материалов в процессе длительного облучения при постоянных параметрах и режимах облучения при плотности нейтронного потока  $10^{13} \div 10^{14}$  н/( $\text{см}^2 \cdot \text{с}$ ), а так же для наработки радионуклидных продуктов. Физпуск установки произведен в сентябре 1975 г., на номинальный уровень мощности реактор был выведен в декабре 1976 г. Благодаря удачно выбранной схеме реактора, простоте в эксплуатации, он сразу стал работать стабильно. Годовой коэффициент использования реактора составляет  $0,5 \div 0,9$ . В настоящее время реактор эксплуатируется на основании выданной Ростехнадзором Лицензии № ГН-03-108-1950 на право эксплуатации ИЯУ РБТ-6 сроком действия до 31 декабря 2011 г.

Активная зона ИЯУ РБТ-6 набирается из отработавших тепловыделяющих сборок реактора СМ с выгоранием менее 47 % и представляет собой правильную квадратную призму со стороной основания 615 мм. Особенностью реактора является возможность длительной непрерывной работы при незначительном начальном запасе реактивности, так как накопившийся в отработавших твэлах самарий-149 играет роль выгорающего поглотителя.

Система рабочих органов (РО) СУЗ включает в себя  $6 \times 2$  поглощающих пластин, выполняющих одновременно функции органов аварийной защиты и компенсации реактивности и один РО автоматического регулирования.

Спецификой технического проекта реактора РБТ-6 является то, что сооружение реактора производилось в здании, где располагалась действующая реакторная установка СМ-2 (после реконструкции в 1991÷1992 г.г. она была переименована в ИЯУ СМ-3).

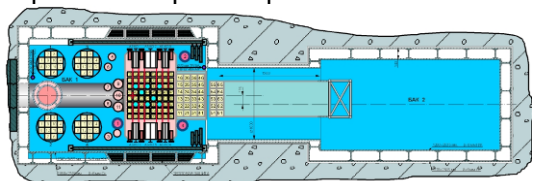
Реактор РБТ-6 эксплуатируется в комплексе с реактором СМ. Реакторы имеют общий центральный зал, общие системы электроснабжения, спецвентиляции, спецканализации, контроля радиационной безопасности, обслуживаются одним персоналом.

**Основные технические характеристики ИЯУ РБТ-6**

Параметр	Значение
Тепловая мощность	6 МВт
Замедлитель и отражатель	Вода
Теплоноситель	Вода
Объем активной зоны, л	132 л
Вид топлива	Дисперсионное
Обогащение топлива по $U^{235}$ , %	90
Тип твэла	Стержневой
Средний тепловой поток с поверхности твэла	96 кВт/м <sup>2</sup>
Максимальный тепловой поток с поверхности твэла	381 кВт/м <sup>2</sup>
Наружный размер активной зоны	615×615 мм
Высота активной зоны	350 мм
Средняя плотность энерговыделения по объему активной зоны	64,5 кВт/л
Число тепловыделяющих сборок	56 шт.
Средняя глубина выгорания:	
в загружаемых ТВС	≤ 35 %
в выгружаемых ТВС	≤ 50 %
Количество органов СУЗ, шт.	
• АЗ-КО	6
• АР	1
Поглощающий материал органов СУЗ	Кадмий
Расход теплоносителя	550÷600 м <sup>3</sup> /ч
Давление теплоносителя на входе в активную зону	0,165 МПа
Температура теплоносителя на входе в активную зону	≤ 50 °С
Температура теплоносителя на выходе из активной зоны	≤ 60° С
Средняя продолжительность кампании	40 суток

Бассейн реактора представляет собой два вертикальных прямоугольного поперечного сечения бака аналогичной конструкции, соединенных между собой перемычкой Ø1000 мм. Активная зона размещена в баке № 1. По высоте перемычка расположена на уровне активной зоны и служит для перемещения образцов экспериментального устройства "Корпус" из бака № 2 в бак № 1.

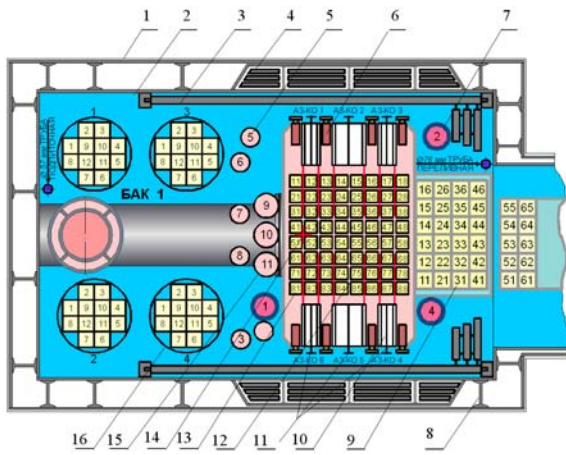
Три вертикальных канала большого диаметра (158 мм) могут быть размещены в отражателе реактора и использованы для получения легированного кремния.



Бассейн реактора РБТ-6

Основные облучательные каналы реактора (восемь вертикальных каналов) размещены в активной зоне в нейтронных ловушках. Близкий к оптимальному размер ловушки обеспечивает формирование в ней высокой плотности потока тепловых нейтронов. Изменение состава среды в каналах (газ, вода) или в зазорах между ними и тепловыделяющими сборками (установка вытеснителей) позволяет менять жесткость спектра нейтронов в зависимости от задач эксперимента.

В 2007 г. с целью расширения экспериментальных возможностей реактора разработано облучательное устройство (ОУ) для радиационного окрашивания минералов. Данное ОУ размещено в отражателе реактора вместо трех каналов большого диаметра. При этом сохраняется возможность размещения двух каналов большого диаметра для получения легированного кремния.

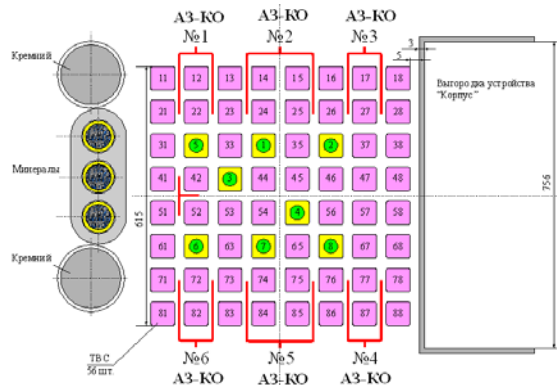


- 1 – наружная поверхность бака;
- 2 – внутренняя поверхность бака;
- 3 – основная боковая защита;
- 4 – дополнительная боковая защита;
- 5 – ионизационная камера без экрана;
- 6 – стойка АЗ-КО;
- 7 – защитный экран ионизационной камеры;
- 8 – двутавр; 9 – ячейки под ампулы облучательного устройства "Корпус"; 10 – плита съемная;
- 11 – секции АЗ-КО; 12 – канал облучения (зонный);
- 13 – тепловыделяющая сборка; 14 – орган АР;
- 15 – канал облучения (периферийный);
- 16 – кассета для загрузки отработавших ТВС.

Расположение оборудования в баке № 1 ИЯУ РБТ-6

Кроме этого, на реакторе РБТ-6 имеется облучательное устройство "Корпус", которое предназначено для испытания корпусных сталей реакторов типа ВВЭР и PWR в условиях, моделирующих в широком диапазоне условия работы корпусов по плотности и энергетическому спектру нейтронов, температуре облучения, по градиентам этих параметров и режимам изменения параметров в ходе эксплуатации.

Основным направлением исследований на реакторе РБТ-6 является изучение механизмов радиационных повреждений существующих и перспективных конструкционных и поглощающих материалов.



Размещение каналов для радиационного окрашивания минералов и получения легированного кремния

В частности, в последнее время проводились следующие работы:

- выполнен большой объем внутриреакторных исследований ползучести оболочечных труб их сплавов Э110 и Э635 при продольном растяжении и нагружении под давлением;
- проведены работы по испытаниям медных сплавов, используемых в проекте ИТЭР;
- по контракту с EDF проведены испытания корпусных сталей французских энергетических реакторов;
- производится отработка получения перспективных изотопов для использования в медицине ( $Fe^{59}$ ).

На протяжении всего периода эксплуатации реактор РБТ-6 существенной модернизации не подвергался. В первые 10 лет эксплуатации на установке выявлялись несущественные технологические недочеты, связанные в большинстве случаев не с самим реактором, а с оборудованием первого контура. Уже первый год эксплуатации реактора выявил необходимость замены нижней камеры теплообменника, выполненной из углеродистой стали (ранее, с 1964 по 1974 г. он эксплуатировался в составе реактора СМ). В результате периодических химических отмывок произошла коррозия поверхности разъема камеры и ее перегородки, организующей поток технической воды через теплообменник. Вначале эти дефекты устраняли сваркой, а в феврале 1984 г. заменили нижнюю камеру на новую, из нержавеющей стали.

На самом реакторе постоянно выполняются работы по повышению его надежности и снижению случаев ложного срабатывания АЗ. Так, в августе 1980 г. логическую схему аварийной защиты по скорости нарастания уровня мощности сделали по структуре типа «2 из 3». На пульт управления реактором установили указатели периода увеличения мощности и ее уровня по логарифму тока камер АЗС № 1, 2, 3.

С июля 1982 г. при выводе реактора на мощность, для исключения превышения ее номинального значения, после достижения автоматного уровня мощности дальнейшее её увеличение стало производиться с помощью задатчика мощности. Технически задействовали также шаговое перемещение задатчика при увеличении мощности выше 4 МВт.

С середины 80-х годов стали повышаться требования ядерной безопасности к эксплуатации реакторных установок. В связи с этим в июле 1987 года в цепи АЗ завели три прибора защиты по уровню мощности УЗМ-11-4 № 1, 2, 3 по схеме сраба-

тивания «2 из 3», вместо технически устаревших приборов защиты по мощности АЗМ.

Особенностью реактора РБТ-6 во время перегрузок ТВС активной зоны является введение одного или двух РО АЗ-КО до низа зоны АЗ. Если во время перегрузок происходило срабатывание АЗ, то инженер управления вынужден был по телефону звонить на площадку реактора с целью прекращения перегрузки. В июле 1987 г. на площадке реактора смонтирована световая и звуковая сигнализация, предупреждающая персонал, ведущий перегрузку, о вводе в активную зону более двух органов АЗ-КО.

Для приведения в соответствие с требованиями Правил ПНАЭ Г-7-008-89 по арматуре второго контура в августе 1989 г. чугунные задвижки Б-67, Б-68 заменили на стальные.

В 1991÷1992 г.г. в связи с реконструкцией ИЯУ СМ-2 были проведены работы и по повышению безопасности реактора РБТ-6:

- произведена замена контрольно-измерительных приборов на более современные, обеспечено дублирование линий контроля наиболее важных технологических параметров;
- изменена схема электроснабжения оборудования САОР, обеспечена его запитка от системы бесперебойного питания;
- сооружены две общие для ИЯУ СМ-3 и РБТ-6 дизельные электростанции, автоматически включающиеся при потере внешнего электроснабжения;
- на линии первого контура между теплообменником и бассейном реактора установлена задвижка Б-48, обеспечивающая отсечение бассейна от напорного трубопровода в случае разрыва последнего в пределах между ГЦН и Б-48;
- дренажная труба перелива бассейна оснащена электрифицированным вентилем Б-49, позволяющим, в случае ее разрыва в пределах бассейна отсечь дефектный участок и исключить несанкционированное опорожнение бассейна;
- усовершенствована система СУЗ.

В апреле 2009 г. произведена доработка схемы управления приводами АЗ-КО, позволяющая обеспечить возможность разрыва цепи питания двигателей рабочих органов АЗ-КО с пульта управления реактором

Таким образом, процесс модернизации ИЯУ РБТ-6 и улучшения ее отдельных узлов и элементов происходит непрерывно, повышая тем самым безопасность эксплуатации реактора.

В 2004 году выполнен комплекс работ по продлению установленного срока службы баков реактора, арматуры и трубопроводов первого контура и САОР, главного циркуляционного насоса и насоса аварийного расхолаживания. Срок их эксплуатации продлен до 2009 г.

В 2007 г. с целью определения фактического состояния ИЯУ РБТ-6 и возможности её дальнейшей эксплуатации была разработана и утверждена в ФА по АЭ «Общая программа комплексного обследования технического состояния ИЯУ РБТ-6». Завершить комплексное обследование планируется в июле 2009 г. В настоящее время выполнены работы по обследованию систем и оборудования реактора, установлен остаточный ресурс отдельных элементов и оборудования систем, важных для безопасности, и оценена возможность продления их назначенного (проектного) срока службы, проведены расчетно-экспериментальные исследования несущих конструкций активной зоны. Результаты обследований и оценки фактического состояния позволяют сделать вывод о возможности дальнейшей эксплуатации ИЯУ РБТ-6 до 2020 г. включительно. ▲

## ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЕРСПЕКТИВЫ РУ БОР-60

*Ю.М. Крашенинников, А.С. Корольков, Ю.Л.Ревякин  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия*

Исследовательская ядерная установка БОР-60 является одной из первых реакторных установок с реактором на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

ИЯУ БОР-60 представляет собой установку с двухпетлевой трехконтурной схемой отвода тепла от реактора. Двухпетлевая схема I и II контуров обеспечивает расхолаживание реактора в случае выхода из строя оборудования или трубопроводов одной из петель. Теплоносителем в I и II контуре является натрий, III контур парово-

дяной, имеющий в своем составе турбогенератор (ТГ) и теплофикационную установку (ТФУ).

Конструкция реактора БОР-60 и технологическая схема РУ представлены на рис. 1, 2, основные технические характеристики РУ БОР-60 приведены в табл. 1.

Реакторная установка БОР-60 создавалась, в основном, для экспериментального обоснования перспективных видов твэлов, поглощающих и конструкционных материалов для различных типов атомных реакторов, испытания отдельных узлов оборудования для энергетических реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, а также утилизации части тепловой энергии с помощью турбогенератора.

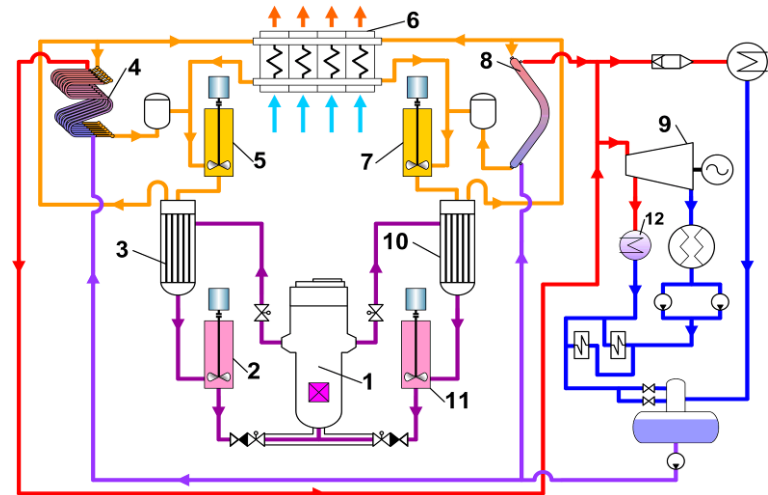
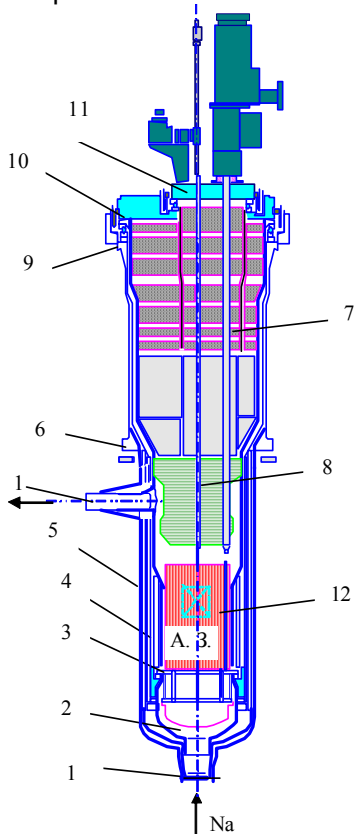


Рис. 1. Технологическая схема РУ БОР-60

1 - реактор; 2, 5, 7, 11 - насосы первого и второго контура; 3, 10 - промежуточные теплообменники; 4, 8 - парогенераторы; 6 - воздушный теплообменник; 9 - турбина; 12 - ТФУ.

Рис.2. Реактор БОР-60

1 - Входной и выходной патрубки, 2 - Камера высокого давления, 3 - Корзина, 4 - Тепловая и нейтронная защита корпуса реактора, 5 - Страховочный кожух, 6 - Опорный фланец, 7 - Перегрузочный канал, 8 - Привод СУЗ, 9 - Опорный фланец, 10 - Большая поворотная пробка, 11 - Малая поворотная пробка, 12 - Сборки активной зоны и бокового экрана.

Таблица 1. Основные технические характеристики РУ БОР-60

Мощность тепловая, МВт	до 60
Мощность электрическая, МВт	12
Мощность теплоснабжения, Гкал/ч	25
Максимальная плотность нейтронного потока, н·см <sup>-2</sup> ·с <sup>-1</sup>	3,7·10 <sup>15</sup>
Теплоноситель	натрий
Расход натрия через реактор, м <sup>3</sup> /ч	до 1100
Температура теплоносителя: на входе в реактор, °С	360
на выходе из реактора, °С	515
Скорость натрия в активной зоне, м/с	до 8
Расход натрия в двух петлях второго контура, м <sup>3</sup> /ч	до 1400
Давление пара в третьем контуре, МПа	10
Температура перегретого пара, °С	480
Тепловая мощность одного парогенератора, МВт	30
Мощность теплообменника «натрий-воздух», МВт	30
Продолжительность микрокампании, сут	90
Время между микрокампаниями, сут	45
Скорость набора повреждающей дозы, сна/год	до 20



Впоследствии, с целью повышения окупаемости эксплуатации реактора для утилизации части тепловой энергии была создана (в 1991г.) теплофикационная установка и начата наработка в реакторе радиоизотопной продукции медицинского и общепромышленного назначения.

БОР-60 надёжно и эффективно эксплуатируется уже 40 лет (с 1969г.) и в настоящее время остается практически единственным в России на ближайшее время исследовательским реактором на быстрых нейтронах, имеющим в сочетании с хорошо оснащёнными материаловедческими лабораториями и опытным производством по изготовлению и переработке топлива, уникальные экспериментальные возможности для проведения комплексных исследовательских работ по различным направлениям.

Эта уникальность связана, во-первых, с высокой плотностью нейтронного потока до  $3,7 \cdot 10^{15}$  н/см<sup>2</sup>·с, во-вторых, с широкими экспериментальными возможностями, для этого на ИР БОР-60 предусмотрены:

- возможность установки в активной зоне и боковом экране экспериментальных ТВС и ампул с образцами;
- экспериментальная ячейка, в которой могут быть установлены инструментированные материаловедческие, топливные сборки или автономные петли с получением информации в процессе облучения;
- возможность облучения образцов материалов в сухих горизонтальных (2 шт.) и вертикальных (9 шт.) каналах;
- возможность одновременного испытания опытных образцов оборудования контуров с натриевым теплоносителем и систем диагностики и защиты.

На установке БОР-60 успешно сочетаются испытания конструкционных, топливных и поглощающих материалов, используемых и предполагаемых к использованию в отечественном реакторостроении, и наработка ряда целевых радионуклидов с выработкой тепловой и электрической энергии [1, 2,3]. В активной зоне возможно одновременное размещение до 12 облучательных устройств (ОУ) с конструкционными материалами. Количество экспериментальных ТВС с перспективными топливными композициями в активной зоне и ОУ с конструкционными материалами в боковом экране практически не регламентируется.

Проводимые и планируемые испытания реакторных материалов охватывают практически весь спектр существующих (работы в обоснование продления ресурса и обеспечения безопасной эксплуатации) и разрабатываемых (определение служебных свойств и ресурса, проверка работоспособности выбранных конструкторских решений обоснования безопасности проектируемых блоков) всех типов реакторов от быстрых (БН-800, БН-1800, «БРЕСТ», СВБР) и тепловых (АЭС-2006, ВВЭР-1500, ГТ-МГР, ВТГР) до термоядерных (ИТЭР) и реакторов специального назначения.

Таблица 2. Основные показатели работы реактора БОР-60 за 5 лет

№ п/п	Показатели	Ед. изм.	2004г.	2005г.	2006г.	2007г.	2008г.
1	Число часов работы реактора на мощности	Час	5848	5786	5763	6151	5898
2	Коэффициент использования реактора	-	0,67	0,661	0,658	0,702	0,67
3	Максимальная мощность реактора	МВт	55	55	55	52	52,5
4	Выработка тепловой энергии	МВт·час	293 584	275 497	288 306	298 965	286 223
5	Выработка электрической энергии	тыс. кВт·ч	43 500	46 121	46 744	50 829	51 248
6	Выработка тепла теплофикационной установкой (ТФУ)	Гкал	59 771	53 794	49 553	63 214	49 679
7	Количество остановок Всего: В том числе: плановых неплановых	шт	7	7	6	6	8
			5	5	5	5	5
			2	2	1	1	3
8	Время простоя из-за неплановых остановок, связанных с нарушением	ч	18,5	29,8	10,1	7,2	29

### **Испытания поглощающих и конструкционных материалов**

В указанный пятилетний период в материаловедческих сборках различного конструктивного исполнения проводились массовые испытания конструкционных материалов для перспективных быстрых реакторов, реакторов типа ВВЭР и РБМК:

- комплексная проверка работоспособности конструкции ПЭЛ для перспективных реакторов с быстрым спектром нейтронов при проведении ресурсных испытаний (температура оболочки ПЭЛ – не более 420°C, повреждающая доза на оболочке из стали ЭП-823Ш – 15сна, выгорание <sup>10</sup>B – 4,9%, максимальная линейная мощность образца – 320 Вт/см);
- экспериментальные исследования охрупчивания мартенситной стали при облучении в сплаве Pb+0,06% Li (максимальная температура Na на выходе из ОУ ≤ 350°C, повреждающая доза на испытываемых образцах – 3,5 – 4,5 сна);
- исследования радиационно-термической ползучести полос из сплава Э635 при длительном нагружении (плоские образцы с головками размером 80×0,65×10 мм, ширина рабочей части – 3 мм, растягивающие напряжения на образцах – 40÷100 МПа, температура облучения – 315÷340°C);
- исследования радиационно-термической ползучести труб направляющих каналов из сплавов Э110 опт., Э110, Э635 и Э635М при длительном продольном сжатии (трубчатые образцы Ø 12,6×0,85 мм, длиной 80 мм, сжимающие напряжения на образцах – 50÷80 МПа, температура облучения – 315÷340°C);
- экспериментальные исследования термической стабильности радиационных повреждений структуры, радиационного роста и радиационных повреждений структуры плоских и криволинейных (сегментных) образцов циркониевых сплавов при температуре облучения ≤ 330°C;
- изучение влияния нейтронного облучения на свойства стали ОХ18Н10Т материала внутрикорпусных устройств (ВКУ) реактора ВВЭР при температуре облучения образцов ≤ 350°C и повреждающих дозах 25 и 40 сна;
- исследование материалов ВКУ для обоснования работоспособности реактора со сроком эксплуатации 60 лет (АЭС 2006, НИОКР в обоснование проектов реакторных установок В-392М и В-491) при температуре облучения образцов ≤ 340°C;
- определение темпов деградации физико-механических свойств и размерных параметров, влияния гамма-составляющей облучения образцов конструкционного графита ГР-280 (используемого для изготовления графитовых кладок реактора РБМК) в нагруженном и не нагруженном состоянии под воздействием реакторного облучения;
- реакторные испытания образцов кремнистых сталей марок 10Х15Н9СЗБ1-Ш (ЭП302-Ш) и 04Х15Н11СЗМТ-ВИ при двух уровнях температуры и повреждающей дозе 10-12 сна для сравнительных исследований деградации физико-механических свойств под воздействием реакторного облучения.

### **Испытания перспективных видов топлива и конструкций твэлов**

Испытания перспективных видов топлива и конструкций твэлов в указанный период эксплуатации реактора проводились в 9 экспериментальных разборных ТВС (ЭТВС) различного конструктивного исполнения:

- комплексная проверка работоспособности конструкции семи экспериментальных образцов твэлов контейнерного типа с двумя топливными композициями (твэлы с наружным диаметром оболочки 13,5 мм по ребрам и 12 мм по цилиндрической части, максимальная линейная нагрузка центрального твэла на номинальной мощности реактора – ≤ 300 Вт/см, температура теплоносителя на выходе из центральной ячейки – не более 530°C);
- проверка работоспособности конструкции экспериментальных образцов твэлов реактора БРЕСТ в составе 2 разборных ТВС с периодической заменой облученных твэлов на твэлы подпитки (Каждая ЭТВС содержит 7 твэлов со смешанным таблеточным моноснитридным топливом состава (UPu)N. Топливо выполнено в виде таблеток, зазор «топливо-оболочка» заполнен свинцом. На поверхности оболочек твэлов смонтирована дистанционирующая проволочная навивка Ø 1,05 мм, оболочка твэла – сталь ЭП-823Ш Ø9,4 × 0,5 мм, твэлы установлены на дистанционирующей решетке с шагом 10,5 мм, температура оболочек твэлов – (630 – 650)°C, линейная нагрузка на твэлах – 450 ± 20 Вт/см);

- реакторные испытания в составе 1 разборной 19 - твэльной ЭТВС твэлов с регенерированным уран-плутониевым оксидным топливом, твэлов с использованием в качестве оболочек стали марки ЭК-164хд и ампульных элементов, содержащих минор - актиниды;
- исследования твэлов с различными топливными композициями, содержащими плутоний (до 45%) и минор - актиниды для изучения поведения топлива быстрого реактора - выжигателя актинидов в составе 1 разборной 19 - твэльной ЭТВС;
- исследование оксидных упрочненных сталей японского производства для их использования в качестве оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах в составе 3 разборных 19 - твэльных ЭТВС;
- реакторные испытания в составе 1 разборной 19 - твэльной ЭТВС твэлов с высокоактивным виброуплотненным уран-плутониевым топливом в обоснование концепции закрытого топливного цикла с пирохимической переработкой облученного топлива, изготовления виброуплотненных твэлов из регенерированного топлива, в том числе с добавками америция.

Из анализа проведенных в последние 5 лет НИР видно, что до 25÷30% реакторных испытаний связано с исследованиями сталей ферритно-мартенситного класса, требующих принципиально иного, чем аустенитные стали, обращения после облучения. С целью качественного проведения реакторных испытаний и последующих послереакторных материаловедческих исследований сталей указанного класса на реакторе БОР-60 был создан стенд сухого хранения сборок, предназначенный для длительного контролируемого расхолаживания экспериментальных сборок (в первую очередь, ЭТВС) в среде инертного газа.

#### **Наработка изотопов**

В период с 2004г. по 2008г. в реакторе БОР-60 было наработано 3,8 кКи  $^{153}\text{Gd}$  с удельной активностью 130÷140 Ки/г, 1,0 кКи  $^{89}\text{Sr}$  с удельной активностью >1500 Ки/г, а также 90 Ки  $^{63}\text{Ni}$  (в 2006÷2008г.г.) с удельной активностью >14 Ки/г. Нарботка радионуклидов осуществлялась в «изотопных» сборках, размещаемых в ячейках активной зоны ( $^{89}\text{Sr}$  и  $^{63}\text{Ni}$ ), и в ячейке бокового экрана со специально утепленным спектром нейтронов ( $^{153}\text{Gd}$ ). Отличительной чертой «изотопных» сборок является многократность использования всех элементов конструкции кроме сменяемых по мере необходимости ампул со стартовым материалом. Замена облученных ампул со стартовым материалом на вновь изготовленные, осуществляемая в условиях защитной камеры реактора БОР-60, производится для  $^{89}\text{Sr}$  – 5 раз в год (в каждую остановку реактора), для  $^{153}\text{Gd}$  – 3 раза в год, для  $^{63}\text{Ni}$  – 1 раз в год.

В отдельные микрокампании реактора загрузка активной зоны нетопливными экспериментальными ОУ составляла максимально разрешенное количество 12 шт, максимальная загрузка бокового экрана экспериментальными ОУ достигала 26 шт.

#### **Экспериментальные работы по очистке от радиоактивных примесей теплоносителя первого контура БОР-60**

Спектрометрическими измерениями от трубопроводов I контура были определены основные нуклиды, вносящие вклад в мощность дозы  $\gamma$ -излучения. Через 1,5 месяца после остановки БОР-60 активность радионуклидов в теплоносителе I контура, отнесенная к грамму натрия составляла:  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ - 13,  $^{95}\text{Zr}$  - 13,  $^{95}\text{Nb}$ -7,  $^{103}\text{Ru}$ - 3,  $^{134}\text{Cs}$ - 47,  $^{137}\text{Cs}$ - 312,  $^{140}\text{Ba}$ - 5 кБк/г. Таким образом, на остановленном реакторе основной вклад в мощность дозы  $\gamma$ -излучения от оборудования I контура вносят изотопы цезия.

Для обоснования технологии очистки теплоносителя от цезия на основе экспериментальных исследований была разработана математическая модель и создана расчетная программа процесса адсорбции изотопов Cs для различных адсорбентов, температур, расходов натрия [4].

Экспериментально доказано, что для очистки от цезия наиболее целесообразным является применение компактных адсорберов одноразового использования, устанавливаемых в активную зону вместо ТВС или вместо сборки бокового экрана.

В компактном адсорбере действуют три механизма задержки микрочастиц графита и частиц в теплоносителе I контура реактора:

- задержка в слое сорбента, протяженный слой сорбента действует как зернистый фильтр;
- задержка стружечным фильтром на выходе;

- задержка пористым металлическим фильтром: фильтроэлемент задерживает большую часть (>96%) всех образующихся микрочастиц сорбента.

Для очистки теплоносителя от радионуклидов цезия и взвешенных частиц примесей разработаны и испытаны компактные адсорберы, содержащие до 600г активированного карбонизата плотностью 650 кг/м<sup>3</sup>, удельная поверхность пор – 870м<sup>2</sup>/г, средний размер гранул – 2.5 мм и пористый металлический фильтр с тонкостью фильтрации 10-20 мкм.

Первая очистка теплоносителя I контура БОР-60 компактным адсорбером показала, что активность изотопов цезия в теплоносителе по результатам спектрометрического анализа проб теплоносителя снижена в 5 раз:

<sup>137</sup>Cs от 1500 до 300 кБк/г,

<sup>134</sup>Cs от 220 до 40 кБк/г.

Пробы теплоносителя отбирали из активной зоны реактора, в пробах также отмечено снижение в 3 раза активности изотопа <sup>131</sup>I от 100 до 30 кБк/г.

Количество адсорбированного пакетом цезия составляет 650 Ки <sup>137</sup>Cs и 90 Ки <sup>134</sup>Cs.

Вторая очистка натриевого теплоносителя I контура показала, что активность изотопов цезия по результатам измерения в пробах натрия из реактора снижена в 8,5 раз:

по <sup>137</sup>Cs от 440 до 52 кБк/г,

по <sup>134</sup>Cs от 55 до 6.5 кБк/г.

В результате очистки активность изотопов цезия в трубопроводах БОР-60 снижена в 7 раз, мощность дозы в боксах I контура снизилась в 4 раза.

#### **Опыт эксплуатации холодных ловушек примесей 1 и 2 контуров**

На БОР-60 для очистки теплоносителя 1 и 2 контуров используются по две холодные ловушки (ХЛ) примесей на каждую петлю с рабочим объемом 1 м<sup>3</sup>.

Ёмкость ловушек по примесям ограничена: ловушки 1 контура заменяли из-за накопления окислов и ухудшения фильтрующих характеристик на новую или отмытую от осадка и остатков натрия через 25-30 лет эксплуатации. Ловушки 2 контура заменяли на новую или регенерированную через 20-23 лет эксплуатации из-за накопление соединений коррозионного водорода и кислорода из защитного газа. Отмывку ловушек 1 контура проводили водой под вакуумом.

Регенерацию ловушки 2 контура выполняли вакуумным методом: одновременное выведение примесей кислорода и водорода из ХЛ реализуется циркуляцией растворяющего осадок разогретого до ~ 400°С натрия через ловушку, вакуумируемую регенерационную камеру с развитой массообменной поверхностью для десорбции водорода и охлаждаемый отстойник для осаждения оксида. Последующая отмывка регенерированной и дренированной от натрия ловушки водой под вакуумом позволила определить, что после полного удаления соединений водорода в ловушке оставалось около 40 кг натрия, 120 кг оксидов натрия и 1.1 ТБк трития. Глубина межкристаллитной коррозии материала корпуса ХЛ в результате регенерации и отмывки не превысила 100 мкм, а отдельные язвы не превышали 80 мкм. По положительным результатам исследования состояния материалов одна из регенерированных ловушек 2 контура вновь введена в эксплуатацию в 1994г. и эксплуатируется по настоящее время, а вторая регенерированная ловушка до настоящего времени находится в резерве.

В 1996 и 2005 г.г. отмыты от окислов с остатками натрия 2 ловушки 1 контура: из ХЛ разбавлением и дренированием раствора удалили около 600 кг гидроксида натрия, 18 ТБк Cs-137 и 1.5 ТБк трития.

Первая из отмытых ХЛ разрезана для исследования состояния материала после отмывки, вторая после отмывки и обследования состояния в 2006г. вновь смонтирована в первый контур БОР-60 и введена в эксплуатацию, используется по настоящее время для очистки натрия.

Испытанная технологическая схема водо-вакуумного растворения натрия может служить основой для разработки стенда безопасного удаления недренируемого остатка натрия с радиоактивными примесями из крупногабаритного оборудования БН-реакторов при выведении из эксплуатации или для обследования и повторного использования: холодных ловушек, промежуточного теплообменника, насосов первого и второго контуров.

### **Продление срока эксплуатации РУ БОР-60**

Важным направлением деятельности является продление срока эксплуатации РУ БОР-60. Продолжение эксплуатации реактора БОР-60 имеет исключительно важное значение для реализации Программы развития атомной отрасли Российской Федерации, поскольку разработка инновационных проектов требует выполнения больших объемов научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, в проведении которых роль реактора БОР-60, учитывая его уникальные экспериментальные возможности, будет весьма значительной.

Работы по продлению срока эксплуатации ведутся с середины 80-х годов. Всего было проведено четыре комплексных обследования ИЯУ БОР-60.

Комплексные обследования проводилось с привлечением ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ», ФГУП ОКБМ, ЦКБА, ЦНИИ КМ «Прометей» и др.

Проектный ресурс 20 лет превышен в два раза. В соответствии с Решением, утвержденным Министром МАЭ, эксплуатация РУ БОР-60 разрешена до 31 декабря 2009 года.

Планировалось, что после окончания в 2009г. назначенного срока эксплуатации реактора БОР-60, провести его реконструкцию с продлением срока до 2030г. Однако, уже на начальной стадии работ по реконструкции стало понятно, что проведение реконструкции нецелесообразно, так как при значительных финансовых затратах, сравнимых с затратами на создание нового реактора, у нас появится исследовательский реактор, не удовлетворяющий современным требованиям – с недостаточным потоком быстрых нейтронов и недостаточными экспериментальными возможностями, который не сможет в полной мере обеспечить выполнение требуемых исследовательских задач.

Кроме того, проведение реконструкции неизбежно приведет к временному приостановлению всех исследовательских работ на срок ~ до 3-х лет (2011÷2014г.г.).

В связи с этим, для исключения перерыва в проведении исследований, было решено отказаться от проведения реконструкции реактора БОР-60 и сосредоточить усилия и финансовые средства на выполнении работ по продлению срока его эксплуатации и на разработке и создании нового исследовательского реактора на быстрых нейтронах, позволяющего максимально близко воспроизвести температурные режимы, скорость набора повреждаемости материалов за счет радиационного и коррозионного воздействия, которые будут иметь место в реальных реакторных установках.

Для решения задачи по продлению срока эксплуатации РУ БОР-60 была разработана «Программа работ по продлению срока эксплуатации РУ БОР-60 на период с 2010г. по 2015г.».

Программа предусматривает выполнение следующих работ:

- 1 Комплексного обследования РУ.
- 2 Восстановление ресурса и замена оборудования ресурс, которого невозможно продлить свыше 2009г.
- 3 Корректировка документации и получение лицензии на эксплуатацию в течение дополнительного срока.
- 4 Прогнозирование и управление ресурсными характеристиками оборудования и элементов РУ БОР-60 в течение продлеваемого срока эксплуатации.

В настоящее время выполняются расчеты прочности оборудования и трубопроводов с целью оценки их остаточного ресурса с использованием «Методики обоснования целостности элементов РУ БОР-60 в связи с продлением срока службы», разработанной ИЦП МАЭ. Предварительные оценки показали возможность эксплуатации основного незаменимого оборудования РУ БОР-60 до 2015г.

### **Перспективы БОР-60**

Дальнейшие перспективы реактора БОР-60, в первую очередь, обусловлены его высокой востребованностью для проведения НИОКР по заказам как предприятий Росатома, так и зарубежных заказчиков.

Ниже приведена в сокращенном виде «Программа реакторных испытаний и облучательных экспериментов в реакторе БОР-60 на период с 2009г. до 2015 г.», составленная на основе долгосрочных планов НИР по основным направлениям реакторостроения.

## Перспективный план экспериментальных исследований в реакторе БОР-60

### 1. Новые топливные материалы для реакторов на быстрых нейтронах.

Реакторные испытания	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015
Испытания твэлов с рециклированным виброуплотненным уран-плутониевым оксидным топливом в составе разборной 19 - ти твэльной ЭТВС.		аз	аз	аз	аз		
Испытания экспериментальных твэлов "АМОКС" с добавками Am в составе разборной 19 - ти твэльной ЭТВС.		аз	аз	аз	аз		
Исследование работоспособности твэлов с топливной композицией на основе инертной матрицы из карбида циркония для выжигания минор-актинидов.		аз	аз	аз	аз		

### 2. Реакторы с ТЖМТ.

Реакторные испытания	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
<b>Реактор СВБР-100</b>								
Ресурсные испытания макетов твэл в ЭТВС.	аз	аз	аз	аз				
Ресурсные испытания макета ПЭЛ в составе разборного материаловедческого пакета (МП).	бэ	бэ	бэ	бэ				
Ресурсные испытания макета РИН в составе МП.	аз	аз	аз	аз				
Облучение макетов твэлов в составе автономной свинцово-висмутовой петли.		аз	аз					
<b>Реактор БРЕСТ-ОД-300</b>								
Облучение макетов твэлов различного исполнения.	аз	аз	аз	аз	аз	аз	аз	аз
Облучение макетов твэлов различного исполнения в составе АКСТ-2М.				аз	аз	аз	аз	аз
Облучение твэлов с (U-Pu)N, моделирующим составы стартовой и регулярной загрузки.				аз	аз	аз	аз	аз
Сравнительные испытания различных вариантов таблеток поглотителя.		аз бэ	аз бэ					
Испытания макетов пэлов в составе трех облучательных устройств.			бэ аз	бэ аз	бэ аз	бэ аз		

### 3. Конструкционные материалы для оболочек твэлов и чехлов ТВС перспективных ЯР.

Реакторные испытания	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
Испытания образцов стали ЭП-823 при высоких температурах.		аз	аз	аз	аз				
Облучение ЭТВС с оболочками из сталей ЭК-181 и ЧС-139.		аз	аз	аз	аз				
Испытания радиационной стойкости ОДС сталей.	аз	аз	аз						
Испытания твэлов из мдо. ОДС – сталей до 120 сна.		аз	аз	аз	аз	аз	аз		
Испытания твэлов с оболочками из PNC-316 до 125 сна.		аз	аз	аз	аз	аз	аз	аз	

### 4. Циркониевые материалы.

Реакторные испытания	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
Испытания образцов из сплавов Э110 опт. состава и Э635М при T=360-390°C.	аз								
Испытания образцов оболочечных труб из сплавов Э110опт., Э110М и Э635 на радиационную ползучесть.	бэ								
Изучение радиационной ползучести и механических свойств оболочек твэлов ВВЭР из сплавов Э110опт и Э635М.	бэ	бэ							

Реакторные испытания	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
Исследование термической стабильности радиационных и деформационных дефектов модельных сплавов Zr.	аз	аз	аз						

### 5. Материалы внутрикорпусных устройств различных ЯР.

Реакторные испытания	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015
Сравнительные реакторные испытания кремнистых сталей марок при разных температурах.	аз						
Реакторные испытания кремнистых сталей при 3-х уровнях температур до 30÷45 сна.	аз	аз	аз	аз			
Продолжение испытаний материала ВКУ АЭС-2006 до повреждающих доз ~ 100 сна.	аз	аз	аз	аз			
Экспериментальное облучение по исследованию радиационного охрупчивания аустенитных сталей в среде свинца 2 (LEXUR 2).		аз	аз				
Графитовые материалы.							
Испытания образцов ГР-280 в обоснование продления ресурса РБМК.	аз	аз	аз				
Определение ресурса конструкционных материалов и твэлов реакторов ГТМГР.			аз	аз	аз	аз	аз

Из «Программы...» видно, что принятое в 2007г. решение не проводить во избежание длительной остановки реактора БОР-60 его реконструкцию было стратегически правильным. В целях адекватной поддержки инновационных проектов реакторов будущей атомной энергетики и сохранения технологической независимости в программе G-IV необходимо приступить к разработке и сооружению современного высокопоточного ИР на быстрых нейтронах (МБИР) с широкими экспериментальными возможностями со сроком сооружения 2017г. Для обеспечения выполнения и развития экспериментально-исследовательских программ до введения МБИР в эксплуатацию целесообразно обеспечить продление срока службы реактора БОР-60 до 2015-2017г.

#### Список литературы.

- 1 Корольков А.С., Гаджиев Г.И., Ефимов В.Н. и др. «Опыт эксплуатации реакторной установки БОР-60», «Атомная энергия», т.91 вып.5 с.363, 2001 г.
- 2 Гаджиев Г.И., Ефимов В.Н., Жемков И.Ю. и др. «Некоторые экспериментальные работы, выполненные на БОР-60», там же, с.369.
- 3 Ye.A.Karelin, V.N.Efimov et. al. "Radionuclide production using a fast flux reactor" Applied Radiation and Isotopes. v.53 p 825-828, 2000.
- 4 Ю.В.Привалов, В.И.Поляков, Ю.Е. Штында. Расчетно-экспериментальные исследования динамики сорбции цезия из натрия графитовыми материалами. Доклад на российско-французский семинар сотрудничества по быстрым реакторам, группа № 4, 1999г., Обнинск. ▲

### ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ ВК-50

А.С. Курский, В.М. Ещеркин, В.Е. Шмелёв, Д.П. Протопопов, Н.П. Туртаев  
ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград

Реакторная установка ВК-50 – исследовательская установка с корпусным кипящим реактором и естественной циркуляцией теплоносителя. Она создана для изучения различных проблем, связанных с использованием данного источника энергии. Пуск реактора состоялся в 1964г., энергетический пуск – в октябре 1965г, акт приемки в эксплуатацию был утвержден 15.12.1965г. С этого момента и по настоящее время ИЯУ ВК-50 находится в работе.

За годы эксплуатации на ИЯУ ВК-50 был выполнен большой комплекс технологических испытаний и экспериментальных исследований, направленных на повышение экономичности и технического уровня безопасности реакторов данного типа, углубленное изучение эксплуатационных характеристик кипящих систем, вопросов работоспособности и ресурсной стойкости материалов тепловыделяющих сборок и по-

глощающих элементов [1-4]. База данных нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик активной зоны реактора ВК-50 используется для верификации новых расчетных кодов, в том числе для реакторов типа ВВЭР нового поколения.

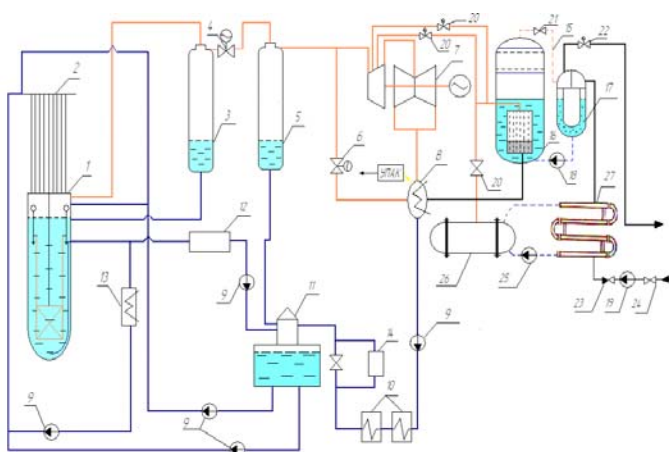
На современном этапе реакторная установка ВК-50 характеризуется простотой технологической схемы, обслуживания и управления, высокой технологической надежностью и ремонтпригодностью оборудования и систем. Реактор кипящего типа обладает уникальными внутренними свойствами надежности и безопасности:

- простым, пассивным и, соответственно, надежным способом охлаждения активной зоны как в эксплуатационных, так и в большинстве аварийных режимов на основе естественной циркуляции теплоносителя,
- высокими свойствами саморегулирования и самоограничения мощности за счет отрицательных значений температурного и парового коэффициентов реактивности,
- низким уровнем содержания радиоактивных продуктов в теплоносителе и в отложениях, что определяет хорошую радиационную обстановку,
- хорошей коррозионной стойкостью различных конструкционных материалов контура при использовании простых водно-химических режимов: бескорректионного и особенно кислородного, который был опробован на РУ ВК-50.

Специфические особенности кипящего реактора (более низкие значения рабочего давления, плотности теплового потока, флюенса нейтронов на корпус) позволяют обеспечить высокий технический уровень безопасности ИЯУ ВК-50 более простыми, чем на реакторах типа ВВЭР, техническими решениями.

Важнейшим результатом эксплуатации ИЯУ ВК-50 является доказательство надежности и безопасности её работы по схеме прямого цикла, отличающейся наибольшей простотой и экономичностью. Это позволило уже в 1966г. исключить из первоначальной схемы ИЯУ ВК-50 3 петли с парогенераторами, насосами и соответствующими системами контроля и автоматики. Отключение парогенераторов значительно упростило и управление собственно реактором. Современная технологическая схема ИЯУ ВК-50 представлена на рис.1.

Эксплуатация установки с момента пуска до 1987г. производилась при рабочем давлении 6,9МПа. Мощность реактора при этом в результате поэтапной модернизации активной зоны и контура циркуляции теплоносителя повышалась со 140 до 220МВт, а в экспериментальном режиме – до 256МВт. После аварии на Чернобыльской АЭС на реакторе был выполнен комплекс работ по повышению безопасности. С 1992г. реактор эксплуатируется на рабочем давлении до 6,0МПа и номинальной тепловой мощности 200МВт (табл. 1)



- 1-Реактор; 2-Механизм СУЗ; 3-Сепаратор высокого давления; 4-Регулирующий клапан; 5-Сепаратор низкого давления; 6-БРОУ; 7-Турбина; 8-Конденсатор; 9-Насос; 10-Подогреватели низкого давления; 11-Деаэратор; 12-Водоочистка; 13-Теплообменник; 14-Конденсатоочистка; 15-Промконтур теплофикационного узла; 16-Испаритель; 17-Подогреватель сетевой; 18-Насос промконтура; 19-Насос сетевой; 20-Клапан регулирующий; 21-Вентиль на подаче пара в подогреватель; 22-Задвижка на выходе сетевой воды; 23-Обратный клапан; 24-Задвижка на входе сетевой воды; 25-Насос водяного промконтура; 26-Теплообменник водяного промконтура; 27-Подогреватели сетевой воды водяного и парового промконтуров.

Рис. 1. Технологическая схема

К началу работы реактора ВК-50 почти по всем принципиальным аспектам, которые формируют общее представление о радиационной безопасности одноконтурного кипящего реактора с прямой выдачей пара на турбину, не было достаточной информации. Невозможно было ответить, могут ли иметь такого рода установки более благоприятные или хотя бы равнозначные для безопасности радиационные показатели, определяющие облучение эксплуатационного персонала и воздействие на окружающую среду и население. Более всего это относилось к возможности достижения по-



казателей, равных показателям двухконтурных реакторов с водой под давлением по выбросам в окружающую среду продуктов деления.

Таблица 1. **Основные параметры ВК-50**

Параметр	Значение
Тепловая мощность реактора, МВт	до 200
Электрическая мощность, МВт	до 50
Мощность теплофикационного узла, Гкал/ч	37
Рабочее давление, МПа	до 6,0
Расход пара из реактора, т/ч	300
Давление пара перед турбиной, МПа	до 2,9
Давление пара в конденсаторе турбины, МПа	0,005
Влажность пара перед турбиной, %	< 0,2
Удельная мощность активной зоны, кВт/л	до 40
Средний тепловой поток, кВт/м <sup>2</sup>	290
Глубина выгорания топлива в выгружаемых ТВС, МВт.сут/кгU	24-30
Обогащение топлива, %	3
Скорость циркуляции теплоносителя, м/с	1-1,1

Одноконтурная схема ИЯУ ВК-50 определяет прямой выброс газообразных продуктов деления (ксенона и криптона) через системы вентиляции и высотную трубу в атмосферу. Для уменьшения радиационного воздействия такого выброса на окружающую среду была разработана, испытана и введена в действие эффективная установка по подавлению активности газовых выбросов с конденсаторов турбины (УПАК). Она позволила снизить активность этих выбросов до 300 раз, а при увеличении объема подключаемого угольного фильтра – до 1000 раз. Ввод в работу УПАК, совершенствование системы газовых сдувок, локализация организованных протечек теплоносителя, повышение эффективности контроля герметичности оболочек твэлов позволили поддерживать выбросы радиоактивных газов в окружающую среду при нормальной эксплуатации на уровне выбросов современных АЭС ( 1-3 Ки/ сутки). На низком уровне находится и уровень выбросов I-131 при работе реактора с негерметичными твэлами – не выше ЗМБк/сутки.

На радиационные характеристики кипящего реактора положительное влияние оказывают следующие особенности:

- существует фазовый слабопотенциальный барьер (вода-пар) для распространения негазообразных радионуклидов из реактора во внешний контур – пароконденсатный тракт,
- идет непрерывная дегазация воды реактора и удаление неконденсирующихся газов в том числе и газообразных продуктов деления (ГПД) из контура реактора, поэтому не происходит накопления радиоактивных газов и долгоживущих продуктов их распада (Cs-137, Ce-141, Sr-89 и Sr-90) в теплоносителе и отложениях (активность воды в реакторе ВК-50 на два порядка ниже, чем на ВВЭР),
- на порядок ниже выход радионуклидов йода из-под оболочек дефектных твэлов в воду реактора в сравнении с ГПД,
- активность теплоносителя и отложений на поверхностях оборудования (турбина, конденсатный и питательный насосы) пароконденсатного тракта очень низка и практически не ограничивает время их обслуживания и ремонта,
- неорганизованные протечки теплоносителя первого контура, обусловленные фланцевыми и сальниковыми уплотнениями, незначительно загрязняют атмосферу производственных помещений, так как активность радионуклидов в средах протечек на 2-3 порядка ниже, чем в ВВЭР, по указанным выше причинам.

Интегральная компоновка оборудования реактора (размещение в одном корпусе активной зоны и контура циркуляции воды) и глубокая осушка пара перед турбиной, с которым выносятся относительно малая активность (по сравнению с водой), способствует созданию хороших условий для обслуживания турбины, конденсатно-питательного тракта, регенеративных подогревателей, конденсатных и питательных насосов. При ремонтных работах активность на внутренних поверхностях оборудования (кроме, собственно, реактора) мала и позволяет выполнять ремонтные работы без

его предварительной дезактивации. Опыт эксплуатации установки показала на отсутствие необходимости биологической защиты турбины, предусмотренной проектом.

ИЯУ ВК-50 вследствие низкой активности теплоносителя ( $10^{-5}$  Ки/л) остается безопасной и в случае крупной разгерметизации контура. Так разрывы трубопроводов, примыкающих к реактору, полным сечением с выбросом всего исходного теплоносителя (52т), содержащегося в корпусе реактора, приводят к выходу РВ в окружающую среду в количествах, не превышающих предел безопасной эксплуатации. По расчетам при самой консервативной радиационной проектной ситуации выброс РВ в атмосферу составит 3ТБк, в то время как эксплуатационный предел по этому параметру составляет 8 ТБк/сутки, а предел безопасной эксплуатации – 10000 ТБк/сутки. Превышение пределов безопасной эксплуатации по выбросам радиоактивных веществ (РВ) в атмосферу и облучению персонала может быть только следствием массовой разгерметизации твэлов и/или плавления топлива активной зоны и выхода из него всего накопленного количества радионуклидов криптона, ксенона и йода. Вероятность такого события в запроектных авариях на порядок и несколько порядков ниже  $1 \cdot 10^{-7}$  1/год.

С точки зрения радиационной безопасности следует добавить, что исследования на ИЯУ ВК-50 показали возможность определения конкретной области положения ТВС с негерметичными твэлами в активной зоне по концентрации Хе на выхлопе эжекторов турбины [5]. Также используется возможность быстрого поиска негерметичных твэлов в ТВС (чехловых) внутриреакторным контролем герметичности оболочек (КГО), что значительно уменьшает время проведения планово-предупредительных ремонтов и облучаемость персонала. Такой способ нахождения негерметичных твэлов может применяться и на других типах водоохлаждаемых реакторах, например ВВЭР-440, где используются чехловые ТВС. Эксперименты на РУ ВК-50 показали также возможность дальнейшей эксплуатации ТВС с негерметичными твэлами уровня газовой неплотности сроком до 5 лет в периферийных рядах активной зоны с малыми тепловыми нагрузками целью более глубокого выгорания топлива. Это дает большой экономический эффект при эксплуатации реактора при соблюдении всех нормируемых показателей по выбросам радиоактивных веществ в атмосферу.

С точки зрения динамических характеристик установки следует отметить следующее. Пассивные свойства внутренней безопасности во всем диапазоне режимов работы, присущие реактору этого типа (за счет больших отрицательных значений температурного и парового коэффициентов реактивности), существенно повышают безопасность эксплуатации кипящего реактора. Вследствие этого высокие свойства саморегулирования реактора ВК-50 практически исключили необходимость в автоматическом регулировании его мощности [6].

Безопасность работы кипящих реакторов в значительной степени определяется условиями выхода, распределения и накопления радиолитических газов. Радиолиз теплоносителя в кипящем реакторе в связи с кипением воды, разделением фаз и выносом радиолитических газов с паром протекает более интенсивно, чем в водоводяных реакторах под давлением.

Опыт эксплуатации ИЯУ ВК-50 показал, что интенсивность радиолиза зависит от уровня мощности, рабочего давления и качества теплоносителя. При всех прочих равных условиях с повышением мощности реактора удельный выход газов радиолиза с паром уменьшается. Так, например, при бескоррекционном водном режиме (6,9МПа) при повышении мощности от 100 до 200МВт удельный выход газов радиолиза с паром уменьшается с 50 до 38-40 мл/кг, а при кислородном водном режиме – с 46 до 32-33 мл/кг [7].

Различие выхода газов радиолиза при бескоррекционном и кислородном водных режимах отражает в основном влияние качества воды реактора на радиолиз. Установлено существенное усиление радиолиза при вводе в реактор раствора борной кислоты.

Объемная концентрация газов радиолиза в нормальных режимах эксплуатации в паре реактора не превышает 0,003%, что значительно ниже взрывоопасных значений. Газы радиолиза, образующиеся в активной зоне, с паром выносятся в конденсатор турбины. Туда же направлены и все сдувки парогазовой среды с паропроводов, из-под крышки реактора и с деаэраторов. Таким образом, прямой цикл полно-

стью исключает возможность накопления взрывоопасных концентраций газов радиолиза в реакторном контуре и не требует применения специальных водно-газовых режимов и технических мер для подавления радиолиза.

К числу основных технических и организационных мер защиты оборудования от взрывов водорода на РУ ВК-50 относятся:

- организация парогазовых сдувок с оборудования и трубопроводов;
- исключение слабовентилируемых и тупиковых объемов в конструкции крышки реактора;
- заполнение парового объема реактора перед пуском и при остановке газообразным азотом.

Единственным местом, где возможно повышение концентрации водорода, являются выхлопные трубопроводы эжекторов конденсатора турбины. Т.к. выхлоп эжекторов направлен на УПАК, то для её защиты от взрывов водорода создана специальная высокоэффективная установка каталитического сжигания водорода (УСВ).

Длительный опыт эксплуатации установки выявил вполне удовлетворительную коррозионную стойкость различных конструкционных материалов при использовании простых водно-химических режимов. Эксплуатация РУ ВК-50 показала возможность более широкого использования углеродистой стали в контурах АЭС при кислородном водно-химическом режиме [8,9]. Результаты постоянного обследования контура и оборудования ИЯУ ВК-50 не выявили существенных изменений в состоянии конструкционных материалов, обусловленных условиями предшествующей эксплуатации.

Хорошее состояние металла основного оборудования и трубопроводов определяется не только отработкой и поддержанием требуемого ВХР, но и конструктивными особенностями, заложенными в проект ИЯУ ВК-50. Слой железо-водной защиты между корпусом реактора и активной зоной (800-900 мм) значительно уменьшает поток нейтронов и исключает возможность радиационного охрупчивания корпусной стали. Систематические материаловедческие исследования образцов металла реакторной установки показали, что на реакторе ВК-50 отсутствуют технические ( $t < 360^\circ\text{C}$ ) и радиационные (флюенс нейтронов с энергией больше 0,1 МэВ не превышает  $2,5 \cdot 10^{21}$  н/м<sup>2</sup>) условия ухудшения свойств конструкционных материалов. Оценка эксплуатационных повреждений металла по критериям малоциклового усталости, условию исчерпания длительной прочности и сопротивлению хрупкому разрушению выявила, что основные элементы оборудования и трубопроводов удовлетворяют условиям статической и циклической прочности, а величина накопленного повреждения наиболее нагруженных элементов оборудования по состоянию на 2005 г. (после 40 лет эксплуатации) не превышает 0,4. Из приведенных данных следует, что при сохранении тех же условий эксплуатации в течение 60 лет флюенс нейтронов на корпус реактора не превысит  $10^{22}$  н/м<sup>2</sup>, а величина накопленного повреждения будет существенно меньше единицы. Исходя из этого, можно заключить, что при принятых на ИЯУ ВК-50 условиях эксплуатации изменение характеристик прочности и пластичности применяемых материалов практически отсутствует.

Это дало возможность на основе результатов комплексного обследования ИЯУ ВК-50, выполненного в соответствии с требованиями НП-024-2000, и результатов экспертизы Ростехнадзора принять решение о продлении срока эксплуатации реактора до 31.12.2015г. Данное решение было согласовано с Федеральным агентством по атомной энергии.

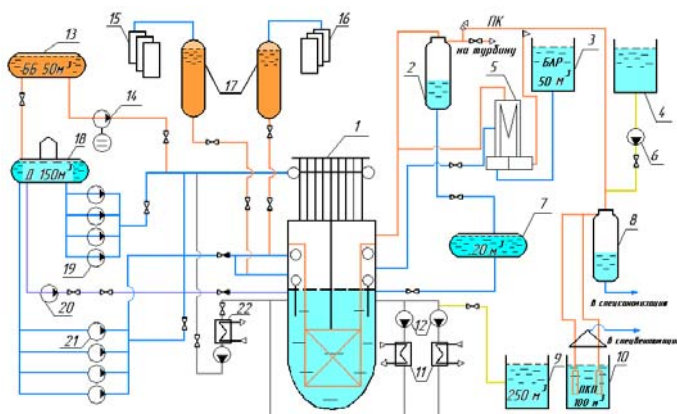
В течение прошедших 44 лет работы РУ ВК-50 был проведен комплекс работ по приведению установки в соответствие с требованиями современных правил в области использования атомной энергии. Наиболее значительными из них являются следующие:

- созданы две независимые автоматически действующие системы аварийной остановки реактора с помощью жидкого поглотителя (раствора борной кислоты);
- на все патрубки корпуса реактора установлены страхующие кожухи с упорными рамными конструкциями, которые существенно уменьшают выброс теплоносителя при возможном разрушении патрубков и радиационные последствия этой аварии;
- для отвода остаточного тепловыделения остановленного реактора при отключении внешнего электроснабжения предусмотрен конденсатор аварийного расхолаживания;

- создан ряд систем для охлаждения активной зоны реактора:
- САОР – система аварийного охлаждения реактора на основе двух насосов с подачей воды 60 т/ч и напором 7,0 МПа
- САВР – пассивная система аккумулирования воды для реактора на основе гидроемкости с запасом воды 20 т
- Система с запасом борированной воды в количестве 50 т и насосом, двигатель которого запитан от аккумуляторных батарей сейсмостойкого исполнения (подача – 30 т/ч, напор – 1,0 МПа)
- Система возврата выброшенного в шахту реактора теплоносителя обратно в реактор на основе насоса МС-30
- Технически реализована возможность аварийной подачи воды в реактор от системы оборотного водоснабжения, пожарно-хозяйственного трубопровода и от пожарных машин.
- отработан режим работы турбогенератора с использованием остаточного пара в контуре реактора (в том числе и пара от объемного вскипания теплоносителя в корпусе) при отключении энергосистемы. Выбег турбогенератора позволяет обеспечить электропитанием всех потребителей ИЯУ от собственного генератора;
- смонтирована система локализации выбросов пара после предохранительных клапанов;
- введена в эксплуатацию автоматизированная система радиационного контроля при нормальной эксплуатации и при авариях;
- заменены электродвигатели ИМ СУЗ, что позволило исключить аварию с самопроизвольным движением вверх РО СУЗ.

Системы безопасности РУ ВК-50 после ее модернизации показаны на рис. 2

В 1979 г. на ИЯУ ВК-50 была создана теплофикационная установка (ТФУ). Это позволило повысить экономичность реактора и провести промышленные испытания различных схем передачи тепла от радиоактивного пара из отборов турбины к сетевой воде [10]. После проведенных модернизаций ТФУ в 2002 и 2006 г.г. выработка тепла повышена до 36 Гкал/час. ТФУ ИЯУ ВК-50 отвечает всем требованиям санитарных норм и правил и имеет глубоководную защиту. КПД установки в зимний период при работе в режиме АТЭС достигает 40%. Для сравнения: КПД РУ ВК-50 в режиме АЭС – до 25%, КПД АЭС типа ВВЭР – 33%. Опыт проектирования и эксплуатации ТФУ на РУ ВК-50 может быть использован при проектировании подобных установок на других АТЭС.



1-Реактор; 2-Сепаратор высокого давления; 3-Бак аварийного расхолаживания; 4-Бак щелочного раствора; 5-Конденсатор аварийного расхолаживания; 6-НСЛ; 7-Система аккумулирующая водород; 8-Промежуточный сепаратор пара; 9-Бассейн выдержки; 10-ПКП; 11-Контур расхолаживания низкого давления; 12-НКР; 13-Борный бак; 14-Насос борного бака; 15-Баллоны с газом; 16- Баллоны с газом; 17-Монжюсы с борной кислотой; 18-Деаэратор; 19- Насосы подпитки; 20-Система аварийного охлаждения реактора; 21-Насосы питательной воды; 22-Контур расхолаживания высокого давления

Рис.2. Системы, важные для безопасности РУ ВК-50

Ограничение радиационного воздействия на окружающую среду и население делает одноконтурные реакторные установки типа ВК-50 наиболее привлекательными для строительства атомных станций тепло и электроснабжения вблизи городов. Простота обслуживания и управления, доступность оборудования, несмотря на его работу с радиоактивным паром, устойчивость реактора и надежность охлаждения топлива делают АЭС с корпусными кипящими реакторами весьма перспективными для применения в диапазоне мощностей от 30-50 до 250 МВт (эл.). Опыт РУ ВК-50 был использован при проектировании корпусного кипящего реактора ВК-300 (НИКИЭТ)

для обеспечения в будущем электроэнергией и теплом областных и других городов России с населением порядка 1-2 миллионов человек.

РУ ВК-50 располагает дополнительными **возможностями дальнейшего повышения экономичности и технического уровня её безопасности**. Их реализация планируется следующим образом:

- Уменьшение тепловых нагрузок активной зоны и повышение устойчивости реактора путем выравнивания поля энерговыделения по сечению активной зоны;
- Совершенствование сепарационных систем за счет модернизации тягового участка и установки дополнительных сепараторов перед турбиной. С учетом опыта ВК-50 данные проблемы решены в проекте реактора ВК-300 (НИКИЭТ) внутрикорпусным сепарационным устройством и осушителем пара, установкой индивидуальных тяговых труб над ТВС
- Увеличение глубины выгорания топлива (среднее выгорание выгружаемого топлива 24 МВт·сут/кгU) за счет увеличения срока эксплуатации ТВС до 6 лет

РУ ВК-50 вырабатывает ежегодно 250-280 млн. квт·ч электроэнергии и до 100 000 Гкал тепла, полностью обеспечивая электроэнергией НИИАР и выдавая её в Ульяновскэнерго. Выполнение мероприятий по повышению уровня безопасности в период дополнительного срока эксплуатации общей стоимостью 80 млн. рублей окупятся за один год эксплуатации РУ ВК-50 и создадут условия для дальнейшего срока эксплуатации до 2025г. Для этой цели кроме указанной выше модернизации необходимо в ближайшие 5 лет провести в соответствии с требованиями НП-024-2000 очередное комплексное обследование РУ ВК-50 (первое обследование – конец 80-х – 1996г. после 30 лет эксплуатации, последнее – в 2002-2005г.г.). Тем самым впервые в стране и в мире будет подтверждена возможность эксплуатации энергетического кипящего реактора в течение 60 лет. Прочностные расчеты (расчеты остаточного ресурса), состояние оборудования, малое количество циклов нагружения и низкий показатель радиационного охрупчивания металла позволяют сделать такой оптимистический прогноз.

#### Литература

1. **Соколов И.Н. и др.** Опытный реактор корпусного типа и некоторые результаты его энергопуска // Теплоэнергетика, №5, 1969. – С. 62-67.
2. **Хакимов А.А., Соловьев Ю.А. и др.** Опыт эксплуатации реакторной установки ВК-50. Доклад ИАЕА –М-140/35. Осло, 1971.
3. **Соколов И.Н. и др.** Обзор основных результатов исследований установки ВК-50. Труды семинара стран-членов СЭВ «ВВЭР-68», 1968, т.1, с. 367-396.
4. **Ещеркин В.М. и др.** Опыт эксплуатации атомной энергетической установки ВК-50: Препринт НИИАР-5 (1958).– Димитровград, 1981.
5. **Краснов А.М., Коняшов В.В. и др.** Контроль герметичности оболочек твэлов на РУ ВК-50 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2005. Вып.1. – С.39-46.
6. **Афанасьев В.А., Соколов И.Н. и др.** Исследование системы автоматического регулирования атомной энергетической установки с кипящим реактором // Атомная энергия, 1968. Т. 25, Вып. 6. – С. 57-59.
7. **Шмелев В.Е., Забелин А.И.** Радиолиз теплоносителя в кипящем реакторе ВК-50 // Атомная энергия, 1986. Т.60. Вып.4. – С.248-251
8. **Ананьев Е.П., Андреева А.Б. и др.** Эффективность применения нейтрально-кислородного водно-химического режима при эксплуатации АЭС с кипящим реактором // Атомная энергия, 1982. Т.52, Вып.1. – С.7-11.
9. **Забелин А.И., Андреева А.Б. и др.** Опыт применения углеродистых сталей при бескоррекционном водно-химическом режиме на АЭС ВК-50 // Атомная энергия, 1980. Т.49, Вып. 4 – С.229-232.
10. **Шмелев В.Е., Ещеркин В.М. и др.** Технологические испытания теплофикационного стенда на реакторной установке ВК-50: Препринт НИИАР-15 (468). – Димитровград, 1981. ▲

## ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ КРИТИЧЕСКИХ СТЕНДОВ РЕАКТОРОВ СМ-2 И МИР.М1 В ГНЦ НИИАР

*А.П. Малков, Ю.А. Краснов*  
ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия

Критические сборки широко используют для исследования характеристик различных размножающих систем и в качестве экспериментальной базы для верификации расчетных методов. По конструкции сборки могут быть как достаточно простыми – для определения критических параметров делящихся веществ, так и достаточно сложными, когда критсборка моделирует активную зону реальной установки. В последнем случае критсборки называют физическими моделями реакторов. Именно к этому классу относятся критсборки Научно-исследовательского института атомных реакторов (НИИАР).

Как правило, при создании наиболее мощных, и соответственно сложных и дорогостоящих, исследовательских реакторов, таких как СМ, HFIR, МИР, МР, ПИК, BR-2 [1-3], их проектные физические характеристики предварительно уточняют в экспериментах на критических сборках. Такой подход позволяет заблаговременно провести требуемые исследования и при необходимости внести изменения в проект реактора на этапе его сооружения. В ходе последующей эксплуатации реактора, наличие физической модели позволяет экспериментально проверить решения по модернизации активной зоны, исследовать характеристики новых экспериментальных устройств, получать информацию для верификации расчетных кодов.

В настоящее время в НИИАР эксплуатируют комплекс из двух стенов, критические сборки которых являются физическими моделями наиболее мощных исследовательских реакторов России – СМ и МИР. В докладе представлено краткое описание критстендов ГНЦ НИИАР, направления проводимых исследований, намечены перспективы дальнейшего использования критсборок.

### 1. Критический стенд реактора СМ-2

Первая критсборка одного из наиболее высокопоточных исследовательских реакторов мира – СМ-2, была собрана в марте 1961 г. К моменту пуска реактора в ноябре 1961 г. на ней были исследованы основные физические характеристики активной зоны. За почти пятидесятилетнюю историю использования критического стенда проведены многочисленные исследования в обоснование реконструкций реактора СМ [2,3], по определению характеристик активной зоны и экспериментальных устройств (ЭУ). В конструкцию критсборки и систем стенда за время эксплуатации внесены многочисленные изменения, связанные как с приведением в соответствие с меняющейся компоновкой активной зоны реактора, так и с требованиями нормативных документов по безопасности.

В пределах активной зоны и отражателя геометрические размеры и материальный состав критсборки соответствуют реакторным. Активная зона и отражатель размещены в экспериментальном баке, который перед выводом критсборки в критсостояние заполняют водой, выполняющей функции замедлителя нейтронов. После прекращения эксперимента воду из экспериментального бака сливают в целях обеспечения безопасности. Поперечное и продольное сечения критсборки показаны на рис.1.

В сечении активная зона представляет собой квадрат 420×420мм (6×6 ячеек по квадратной решетке с шагом 70мм). Четыре центральные ячейки используют для размещения центральной замедляющей полости (ЦЗП) – нейтронной ловушки, четыре угловые – компенсирующих органов (КО). Всего в активную зону может быть установлено до 28 ТВС (при вводе в активную зону топливных подвесок КО в процессе выполнения эксперимента общее число ТВС достигает 32 штук). Четыре органа аварийной защиты (АЗ) размещают в углах ЦЗП.

ТВС представляет собой коробчатую жесткую конструкцию из стального кожуха (толщина 0,5мм) квадратного сечения наружным размером 69×69 мм, с концевыми деталями. Внутри кожуха находятся стержневые твэлы крестообразного сечения (описанный диаметр 5,15 мм) с винтовой закруткой вдоль продольной оси. Топливо, в виде крупки диоксида урана, диспергированно в медную матрицу. Оболочка твэла выполнена из нержавеющей стали толщиной 0,15 мм. Высота активной части твэлов 350 мм. Конструкция ТВС позволяет разбирать их на отдельные твэлы. Для моделирования выгорания топлива применяют твэлы с содержанием  $^{235}\text{U}$  от 100 до 40% но-

минального значения. Процессы отравления и шлакования топлива продуктами деления имитируют размещением в массиве твэлов поглощающих элементов (пэлов). Часть твэлов может быть удалена, для организации экспериментальных каналов, моделируя подобные ТВС, используемые в реакторе. Вместо ТВС в ячейках активной зоны могут размещать различные экспериментальные устройства.

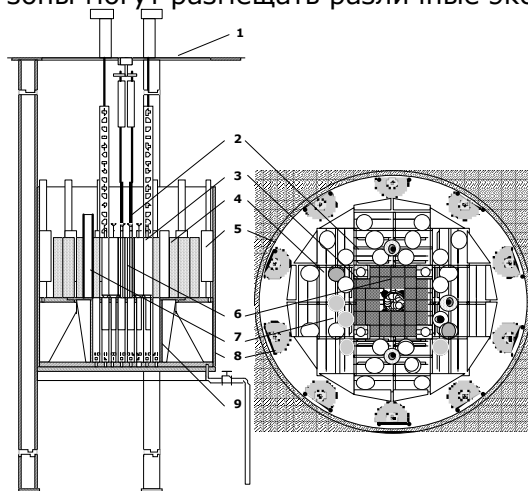


Рис.1. Критическая сборка реактора СМ:

1 – площадка приводов СУЗ; 2 – органы СУЗ; 3 – рабочая ТВС; 4 – бериллиевый блок отражателя; 5 – ионизационная камера; 6 – макет экспериментального устройства в центральной замедляющей полости; 7 – макет экспериментального канала в отражателе; 8 – экспериментальный бак; 9 – решетка опорная в сборе.

Центральная замедляющая полость состоит из четырех бериллиевых вкладышей и устройства для размещения облучаемых мишеней. Четыре вкладыша в сборе образуют в центре активной зоны цилиндрическую полость диаметром 105 мм. В каждом вкладыше имеется сквозное продольное отверстие для стержня АЗ.

Конструкция устройства для размещения мишеней определяется задачами экспериментов. Это может быть сепараторная конструкция из 27 циркониевых труб  $\varnothing 14 \times 0,5$  мм с водой в межтрубном пространстве, или цилиндрический бериллиевый блок диаметром 93 мм и высотой 500 мм с 27 продольными отверстиями, расположенными на трех радиусах. Возможен вариант заполненного водой канала, в котором помещен сепаратор для размещения мишеней. В зазор между вкладышами и устройством при необходимости устанавливаются макет центрального компенсирующего органа реактора.

Конструкция органов СУЗ соответствует реакторным. КО состоит из двух частей. Верхняя часть представляет собой сборку квадратного сечения, набранную из 52 пэлов диаметром 4,1 мм с поглощающей композицией на основе оксида европия. Нижняя часть – топливная догрузка, представляет собой экспериментальную разборную ТВС критсборки без хвостовика, которая набирается из штатных или обедненных по  $^{235}\text{U}$  твэлов. Предусмотрена возможность использования, в необходимых случаях, КО без топливной догрузки. Это обеспечивается извлечением пакета твэлов из чехла ТВС.

Рабочий орган АЗ состоит из поглотителя и вытеснителя. Поглотитель представляет собой сборку диаметром 20 мм, по периметру которой расположены 11 пэлов, аналогичных применяемым в КО. Вытеснитель, расположенный ниже поглощающей части, может быть выполнен из циркония, алюминия или бериллия.

Активная зона окружена отражателем, который набирается из 48 бериллиевых блоков с размерами  $210 \times 100 \times 500$  мм. В блоках выполнены вертикальные цилиндрические отверстия для размещения 30 макетов экспериментальных каналов и двух имитаторов стержней автоматического регулирования (АР) реактора. Координаты отверстий в блоках отражателя соответствуют реакторным. Размеры, материал и необходимость установки макетов экспериментальных каналов определяются задачами экспериментов.

## 2. Критический стенд реактора МИР.М1

Критический стенд реактора МИР сооружен в 1966 г. С момента ввода критического стенда в эксплуатацию в его конструкцию на основании проекта реконструкции реактора, выполненной в 1975 г., технических решений и в соответствии с требованиями нормативных документов по безопасности внесены многочисленные изменения. За период более чем сорокалетней эксплуатации критического стенда выполнен большой объем исследовательских работ по изучению физических характеристик реактора МИР и его ЭУ.

Активная зона и отражатель критической сборки размещены в экспериментальном баке, который залит дистиллированной водой. Поперечное и продольное сечения критсборки показаны на рис. 2.

Активная зона с отражателем набрана из шестигранных бериллиевых блоков с размером "под ключ" 148,5 мм и высотой 1100 мм. Блоки размещают в узлах гексаго-

нальной решетки с шагом 150мм. Центральные 4 ряда блоков выполняют функции замедлителя и среды диффузии нейтронов, внешние 2 ряда – отражателя. В осевые отверстия блоков первых четырех рядов кладки устанавливают рабочие каналы со штатными ТВС и макеты экспериментальных устройств.

Внутренний слой отражателя - бериллиевый. Наружный слой отражателя состоит из ряда сплошных графитовых блоков, очехлованных алюминием.

В соответствии со структурой активной зоны реактора, в активной зоне критсборки предусмотрено двенадцать ячеек для размещения макетов экспериментальных устройств. Они расположены во втором и третьем рядах кладки таким образом, что каждая окружена шестью ячейками с рабочими каналами.

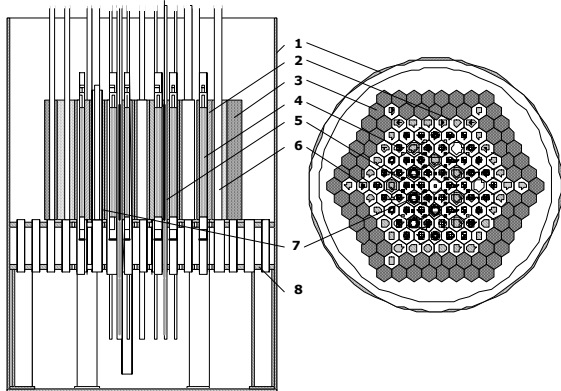


Рис.2. Критическая сборка реактора МИР:

1 – экспериментальный бак; 2 – бериллиевый блок кладки активной зоны и отражателя; 3 – графитовый блок; 4 – макет рабочего канала с ТВС; 5 – орган СУЗ; 6 – канал с ионизационной камерой; 7 – макет петлевого канала; 8 – решетка опорная в сборе.

топлива для шеститвэльных ТВС использован уран-алюминиевый сплав, для четырехтвэльных –  $\text{UO}_2$ , диспергированный в алюминиевую матрицу. Обогащение топлива по  $^{235}\text{U}$  – 90%. Номинальная масса  $^{235}\text{U}$  в ТВС обоих типов – 350 г. Выгорание топлива в рабочих ТВС моделируют использованием сборок такой же конструкции, но с уменьшенным содержанием  $^{235}\text{U}$ .

В петлевые каналы загружают полномасштабные макеты экспериментальных ТВС, облучаемых в реакторе. Макеты петлевых каналов моделируют по высоте активной зоны и торцевых отражателей физические свойства материалов петлевых устройств реактора. Конструктивно макеты петлевых каналов представляют собой набор коаксиально расположенных металлических труб, скрепленных между собой. Размеры труб и материалы, из которых они изготовлены, заполнение межтрубного пространства определяются задачами реакторных исследований.

Расположение рабочих органов СУЗ критической сборки (рис.2) и их конструкция, в целом, соответствуют реакторным [3]. Рабочие органы СУЗ (6 АЗ, 18 КО) перемещаются в направляющих трубах, расположенных в отверстиях на стыках блоков кладки активной зоны. Органы АЗ и КО имеют одинаковую конструкцию и представляют собой стержни  $\varnothing 24$  мм, состоящие из четырех секций, расположенных друг над другом. Длина одной секции 550 мм, соединение секций между собой шарнирное. Две верхние секции – поглотитель (30%  $\text{B}_4\text{C}$  и 70%  $\text{Al}$ , оболочка – сталь Х18Н9Т), две нижние – вытеснитель из металлического бериллия, очехлованного нержавеющей сталью.

Проектом предусмотрено также размещение в активной зоне до 3 компенсаторов с догрузкой (КД), представляющих собой штатную ТВС, соединенную с расположенным над ней поглотителем. Поглотитель КД - кадмиевая труба  $\varnothing 63 \times 2$  мм, очехлованная нержавеющей сталью. При извлечении КД поглощающая часть выводится в пространство над активной зоной, а ТВС вводится в нее. Каналы для размещения КД устанавливают в блоки кладки активной зоны вместо рабочих каналов со штатными ТВС. В четвертом ряду кладки активной зоны предусмотрено размещение в рабочих каналах шести имитаторов КД, каждый из которых представляет собой поглощающую часть КД.

В экспериментах на критсборке используют шести- и четырехтвэльные рабочие ТВС. ТВС из шести коаксиально расположенных кольцевых твэлов является топливной сборкой старой конструкции, ранее используемой в реакторе. При необходимости в экспериментах используют штатные ТВС реактора МИР современной конструкции, состоящие из четырех кольцевых твэлов. Габаритные размеры четырех наружных твэлов для обоих типов сборок одинаковы. Каждый твэл представляет собой трехслойную трубу: топливный слой с обеих сторон заключен в оболочку из алюминиевого сплава. Толщина твэла 2 мм, ширина межтвэльного зазора 2,5мм, высота активной части 1000мм, наружный диаметр внешнего твэла 70 мм. В качестве



### 3. Основные направления исследований на критических стендах СМ-2 И МИР.М1

На критических сборках реакторов СМ-2 и МИР.М1 выполняют исследования по следующим направлениям:

- обоснование ядерной безопасной эксплуатации реакторов СМ и МИР;
- определение нейтронно-физических характеристик экспериментальных каналов и устройств;
- выбор средств формирования режимов облучения и согласования заданных режимов испытаний ЭУ, одновременно облучаемых в реакторе;
- исследования в обоснование концепций модернизации активной зоны и принимаемых проектных решений;
- выполнение экспериментов с целью отработки методик расчета нейтронно-физических характеристик реактора.

Далее в работе представлен краткий обзор наиболее важных исследований, выполненных за последние двадцать лет эксплуатации критстендов.

В 1991-1992гг. выполнена очередная реконструкция реактора СМ, направленная на повышение его безопасности и расширение экспериментальных возможностей [4]. В процессе реконструкции, в частности, изменена компоновка нейтронной ловушки реактора, количество и расположение экспериментальных каналов в отражателе. На критсборке, которая была приведена в соответствие с новой компоновкой реактора, выполнено около 90% объема экспериментов, требуемых по программе физического пуска.

Исследованы:

- эффекты реактивности, связанные с вводимыми изменениями;
- пределы и закономерности изменения эффективности органов СУЗ;
- распределение энерговыделения в активной зоне и определены предельные значения коэффициентов неравномерности как в целом по реактору, так и по твэлам ТВС различного типа для характерных ячеек активной зоны;
- нейтронно-физические характеристики экспериментальных каналов, в зависимости от их взаимного заполнения и перемещения органов СУЗ.

Коэффициенты неравномерности энерговыделения, полученные на критсборке СМ, использованы для расчета гидравлического профилирования расхода теплоносителя, применяемого в реакторе для обеспечения одинакового запаса до кризиса теплообмена в характерных группах ячеек, с существенно разным энерговыделением.

Результаты, полученные на критсборке, позволили уточнить проектные характеристики активной зоны, вошли в техническую и эксплуатационную документацию, с их использованием подготовлен Отчет по обоснованию безопасности (ООб), необходимый для получения лицензии на эксплуатацию реактора.

В 2002 г. для повышения плотности потока тепловых нейтронов при сохранении количества облучаемых мишеней бериллиевый блок в центральной замедляющей полости реактора заменили сепараторной конструкцией из 27 циркониевых труб  $\varnothing 14 \times 0,5$  мм с водой в межтрубном пространстве. Поскольку изменение главного экспериментального устройства реактора – нейтронной ловушки влияет на все без исключения нейтронно-физические характеристики реактора, на критсборке был выполнен полный комплекс экспериментов в объеме программы физпуска реактора [5]. Кроме того, по результатам экспериментов, уточняющих профиль энерговыделения изменено гидравлическое профилирование расхода теплоносителя в активной зоне. Результаты, полученные на критсборке, вошли в техническую и эксплуатационную документацию. С их использованием подготовлено дополнение к ООб.

Для расширения экспериментальных возможностей и повышения показателей использования топлива [6] в течение 2005г. используемые ТВС в реакторе СМ заменены тепловыделяющими сборками нового типа с твэлом, загрузка делящегося нуклида в котором увеличена на 20% (с 5г до 6г).

В результате экспериментальных исследований на критсборке:

- выбрана и обоснована конструкция облучательного устройства для испытания новых твэлов в петлевой установке;
- определены эффекты реактивности и распределение энерговыделения при испытании ТВС новых типов в активной зоне реактора;

- смоделирован перевод реактора на новое топливо в ходе поэтапных замен ТВС старого типа на новые ТВС;
- определены эффекты реактивности, связанные с вводимыми изменениями;
- установлены пределы и закономерности изменения эффективности органов СУЗ.

Результаты, полученные на критсборке, позволили уточнить проектные характеристики активной зоны, вошли в техническую и эксплуатационную документацию, с их использованием подготовлен ООБ.

По результатам экспериментов на критической сборке реактора МИР существенно повышен уровень ядерной безопасности реактора и выбраны условия безопасного проведения новых классов экспериментов [7].

Выполнены детальные исследования по определению возможности образования локальной критической области в процессе перегрузки активной зоны. На основании результатов этих исследований увеличено количество органов компенсации реактивности. В 1990г реактор был оснащен, в дополнение к имеющимся, шестью компенсаторами с догрузкой (КД) и четырьмя компенсирующими органами (КО). В настоящее время общее количество КД в реакторе - 12, КО - 27 [3]. Были сформулированы ограничения по загрузке активной зоны. Реализация указанных технических и организационных мер позволила обеспечить безусловное выполнение требований ядерной безопасности по минимально допустимой подкритичности (с учетом возможных ошибок персонала) на этапе перегрузки активной зоны реактора МИР.

В результате экспериментальных исследований на критсборке установлены предельные значения и диапазоны изменения эффективности органов СУЗ. Эти результаты вошли в паспорт реактора, на их основании, выполнен анализ безопасности реактора.

Избыточное количество замедлителя в активной зоне реактора МИР обусловило наличие положительного эффекта реактивности при уменьшении плотности воды в петлевых каналах и зазорах бериллиевой кладки активной зоны [8]. На критической сборке было исследовано влияние на значение эффекта реактивности, вызванного обезвоживанием петлевого канала различных эксплуатационных факторов: конструкция экспериментальной ТВС и петлевого канала; местоположение петлевого канала в активной зоне; изменение количества топлива в окружающих петлевой канал рабочих ТВС; глубина погружения ближайших к петлевому каналу органов СУЗ. Полученные в экспериментах на критсборке результаты учитываются на стадии разработки конструкции новых экспериментальных устройств, а также позволяют при планировании экспериментов формировать условия облучения, при которых вводимая реактивность будет допустимой с точки зрения обеспечения безопасной эксплуатации реактора [9,10].

За последнее десятилетие тематика экспериментальных работ, выполняемых на реакторе МИР значительно расширилась. Проведенные на критической сборке исследования позволили определить физические условия, обеспечивающие достижение заданных параметров облучения и соблюдение требований ядерной безопасности при проведении таких, ранее нехарактерных для реактора МИР работ, как:

- эксперименты по моделированию для испытываемых твэлов условий, характерных для аварийных ситуаций с резким увеличением мощности;
- эксперименты по моделированию условий, характерных для аварийных ситуаций с потерей теплоносителя;
- испытания твэлов в циклических режимах изменения мощности;
- массовое производство радионуклидов, прежде всего  $^{192}\text{Ir}$ .

Моделирование условий, характерных для аварийных ситуаций с резким увеличением мощности, предполагает увеличение энерговыделения экспериментальной ТВС от стартового до заданного значения за фиксированное время. На критической сборке исследовались возможности реактора МИР по созданию необходимых режимов в таких экспериментах путем перераспределения потока нейтронов в активной зоне, с помощью штатных органов регулирования или путем изменения общей мощности. Сложность проведения подобных экспериментов в реакторе МИР обусловлена необходимостью поддержания уровня мощности во всех петлевых и рабочих каналах в пределах допустимых значений в процессе перемещения органов регулирования или увеличения мощности реактора. По результатам исследований предложена методика [11], с использованием которой к настоящему времени в реакторе МИР выполнено

более десяти экспериментов типа «скачок мощности» в стандартных петлевых каналах без применения сложных облучательных устройств, в состав которых входит, например, привод перемещения поглощающих экранов или твэлов. Эксперименты с моделированием изменения мощности твэлов, характерных для аварий с вводом положительной реактивности (несанкционированное извлечение органа регулирования) характеризуются большими скоростями изменения мощности и требуют применения специальных внутриканальных облучательных устройств. Характеристики активной зоны и экспериментального канала при применении подобных устройств также были исследованы в экспериментах на критической сборке [12].

К другому классу испытаний относятся эксперименты, в которых моделируются условия, характерные для конечных стадий развития инцидентов с потерей теплоносителя. Ухудшение охлаждения экспериментальной ТВС достигается снижением расхода теплоносителя через петлевой канал или резким сбросом давления в нем. Запаривание петлевого канала, происходящее в этих случаях, приводит к вводу положительной реактивности. Учитывая, что время протекания процесса мало, а величина вводимой положительной реактивности может достигать существенных значений, можно констатировать, что безопасное проведение таких экспериментов в реакторе возможно лишь при условии принятия специальных мер. Поскольку обезвоживание петлевого канала в данном случае, является уже не аварийной ситуацией, а следствием эксперимента, вступает в действие требование правил ядерной безопасности об ограничении скорости ввода положительной реактивности. Проведенные на критической сборке исследования позволили сформулировать рекомендации, с помощью которых за счет комбинации различных средств воздействия на значение эффекта реактивности достигается его уменьшение и обеспечивается требуемое значение скорости ввода положительной реактивности в процессе эксперимента. С использованием предложенных рекомендаций на реакторе МИР выполнена серия экспериментов, моделирующих аварии с потерей теплоносителя [13, 14].

В начале 90-х годов, в связи с остановкой на реконструкцию реактора СМ возникла задача массового производства  $^{192}\text{Ir}$  в реакторе МИР. В экспериментах на критической сборке исследовались различные варианты конструкций мишеней и способа их размещения в реакторе; определялись принципы формирования загрузки активной зоны, обеспечивающие достижение необходимой удельной активности в заданном количестве стартового материала и согласование режимов, необходимых для одновременного проведения петлевых испытаний и накопления радионуклидов.

В экспериментах на критических сборках реакторов СМ-2 и МИР.М1 исследованы характеристики всех новых экспериментальных устройств, перед их загрузкой в реакторы СМ и МИР.

С развитием средств вычислительной техники и программного обеспечения повышается возможность более точного моделирования и детализации расчета нейтронно-физических характеристик таких сложных систем как реакторы СМ и МИР. Результаты экспериментальных исследований на критических сборках реакторов СМ-2 и МИР.М1 широко используются для верификации нейтронно-физических кодов [14].

Дальнейшее использование критических сборок СМ и МИР планируется осуществлять в представленных направлениях, с акцентом на работы по тестированию расчетных программ.

#### **4. Опыт и проблемы эксплуатации последних лет**

Для обеспечения выполнения программы экспериментальных работ планомерно выполняются работы по поддержанию оборудования, систем, и элементов критических сборок СМ-2 и МИР.М1 в работоспособном состоянии (проверки, ремонт, техническое обслуживание, ревизии, поверки), а также работы по техническому освидетельствованию и продлению ресурса.

Основные улучшения технических систем критических сборок в последние годы эксплуатации связаны с направлением физической защиты и учета и контроля ядерных материалов. В рамках Российско-Американского сотрудничества реконструировано хранилище ядерных материалов, оснащена ключевая точка измерений, реализована система оптико-электронного наблюдения, заменены двери в помещения критических сборок и хранилище ядерных материалов.

Главной проблемой при эксплуатации критических сборок последних лет является недостаток квалифицированного персонала. Подготовка, аттестация и допуск на рабочее

место персонала КС осуществляется в соответствии с «Положением о порядке выдачи разрешений на право ведения работ в области использования атомной энергии работниками организаций, эксплуатирующих исследовательские реакторы, критические и подкритические стенды» (РД-06-18-99). Сменному персоналу КС выданы разрешения Ростехнадзора на право ведения работ в области использования атомной энергии.

При проведении экспериментов необходимый полный состав смены комплектуется из начальника группы (имеет право ведения работ в должности начальника смены), начальника смены (имеет право ведения работ в должностях контролирующего физика и инженера по управлению КС) и инженера 1-й категории (имеет право ведения работ в должностях контролирующего физика и инженера по управлению КС). Недостаточное количество персонала критстендов приводит к увеличению времени на подготовку и проведение экспериментов и снижает эффективность использования критстендов.

Для ликвидации нехватки персонала руководством подразделения и критстендов принимаются возможные меры. В 2008 году принят на работу один человек в должности инженера (инженера по управлению КС), который прошел подготовку на рабочем месте в установленном порядке, сдал экзамены и получил разрешение на право ведения работ в области использования атомной энергии.

#### **Список литературы:**

1. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы: Учеб. пособие для вузов.- 2-е изд. М.: Энергоатомиздат, 1985.
2. Цыканов В.А., Самсонов Б.В. Техника облучения материалов в реакторах с высоким нейтронным потоком. М., Атомиздат, 1973.
3. Исследовательские реакторы НИИАР и их экспериментальные возможности/ Под научн. ред. проф. В.А. Цыканова. Димитровград: НИИАР, 1991.
4. Gremyachkin V.A., Klinov A.V., Malkov A.P., et al. SM reactor operating experience after reconstruction in 1991-1992. Proceedings of the International Topical Meeting on Advanced Reactors Safety (ARS`97). Orlando, Florida, USA, 1997, v. 2, p. 672-678.
5. Малков А.П., Краснов Ю.А., Петелин А.Л. и др. Физические и эксплуатационные характеристики реактора СМ с различными компоновками нейтронной ловушки. Международная научно-техническая конференция "Исследовательские реакторы в XXI веке", Тезисы докладов. – Москва: ФГУП НИКИЭТ, 2006. С.63.
6. Клинов А.В., Малков А.П., Старков В.А. и др. Характеристики и экспериментальные возможности реактора СМ после модернизации активной зоны. Международная научно-техническая конференция "Исследовательские реакторы в XXI веке", Тезисы докладов. – Москва: ФГУП НИКИЭТ, 2006. С.28.
7. Калыгин В.В., Куприенко В.А., Малков А.П. Роль физической модели в формировании условий облучения и обеспечении безопасной эксплуатации реактора МИР// Сборник трудов. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1997г, Вып.4., С. 62-74.
8. Калыгин В.В., Малков А.П. Влияние методов формирования режимов облучения на значение эффекта реактивности при обезвреживании петлевых каналов реактора МИР// Сборник трудов НИИАР1996г, Вып.4.
9. Пат. № РФ G21C 17/00 Способ эксплуатации исследовательского ядерного реактора с положительным плотностным эффектом реактивности в экспериментальных каналах /Малков А.П, Калыгин В.В./ Бюллетень изобретений, 2006, № 17 стр. 168
10. Калыгин В.В., Малков А.П. Особенности обеспечения ядерной безопасности реактора МИР при проведении экспериментов по моделированию аварийных и переходных режимов водоохлаждаемых реакторов// «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №4, 2007, с. 40-46.
11. Грачев А.Ф., Калыгин В.В., Малков А.П. и др. Изучение возможности проведения в реакторе МИР экспериментов со скачкообразным увеличением мощности твэлов.// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерная техника и технология, 1993. Вып.1. С. 41-49.
12. Калыгин В.В., Малков А.П., Шулимов В.Н. и др. Формирование нейтронно-физических условий для проведения в реакторе МИР испытаний твэлов ВВЭР в нестационарных режимах с увеличением мощности. // Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 5, с. 279-284.
13. Калыгин В.В., Киселева И.В., Малков А.П., Шулимов В.Н. Формирование ней-

тронно-физических условий для проведения в реакторе МИР испытаний твэлов ВВЭР в режимах аварий с потерей теплоносителя // «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №3, 2008, с. 31-36.

14. Малков А.П., Пименов В.В., Тихончев М.Ю. и др. Критические сборки реакторов СМ и МИР как экспериментальная база для верификации программ расчета нейтронно-физических характеристик исследовательских реакторов// Материалы семинара "Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов"/ФЭИ, Обнинск, 1998. ▲

## РЕАКТОР ИБР-2 – ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

*В.Д. Ананьев, А.В. Виноградов, А.В. Долгих*

*Лаборатория нейтронной физики им. И.М.Франка, Объединенный институт ядерных исследований (ОИЯИ), г. Дубна, Россия*

### Введение

Импульсный исследовательский реактор на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем ИБР-2 стал продолжением развития импульсных нейтронных источников Лаборатории нейтронной физики Объединенного института ядерных исследований. Предпосылкой создания импульсных реакторов в ОИЯИ, - от первого ИБР, пуск которого состоялся в 1960 г., до ИБР-2, введенного в эксплуатацию 24 года спустя, стала идея периодической генерации нейтронного импульса с помощью механического устройства, выдвинутая в г. Обнинске Д.И.Блохинцевым и успешно реализованная в ЛНФ, возглавляемой в том время И.М.Франком.

Реактор ИБР-2 был сооружен в ОИЯИ в течение 1969-80 гг. и принят в эксплуатацию 10 февраля 1984 года после испытаний и исследований его во время физического (1977-78 гг.) и энергетического пусков (1980 - 83 гг.). Работы по сооружению ИБР-2 выполнялись под научным руководством ОИЯИ. Главный конструктор - НИКИЭТ. Генеральный проектировщик - ГСПИ. Конструктор тепловыделяющих элементов – ВНИИНМ. В проектировании и изготовлении оборудования для нового реактора принимали многие институты и организации СССР и стран-участниц ОИЯИ.

Реактор ИБР-2, средней мощностью 2 МВт и с длительностью нейтронного импульса около 245 мкс, стал одним из наиболее эффективных импульсных источников нейтронов для пучковых исследований в области физики конденсированных сред, биологии, химии, материаловедения, наук о Земле.

В последние годы на реакторе ИБР-2 возросло число работ, представляющих интерес для атомной науки и техники. Эти работы связаны с исследованием структуры и свойств конструкций и конструкционных материалов для реакторной техники, новых сверхпроводников, биологически активных соединений, обладающих радиозащитными и антитоксичными свойствами, с получением ядерных данных и данных о тяжелых элементах в окружающей ядерные объекты среде.

На реакторе ИБР-2 реализуется систематическая пользовательская политика. На пучках реактора велись эксперименты не только российскими специалистами, но и группами ученых из других стран: Германии, Чехии, Франции, Австрии, Болгарии, Венгрии, Вьетнама, Египта, Испании, Италии, Китая, Нидерландов, Румынии, Словакии, США, Финляндии, Швейцарии, стран СНГ и др.

### Краткое описание реактора ИБР-2

Исследовательский реактор ИБР-2 является импульсным реактором на быстрых нейтронах периодического действия, главное отличие которого от других реакторов состоит в наличии механического модулятора реактивности, обеспечивающего циклический процесс глубокого изменения реактивности во времени.

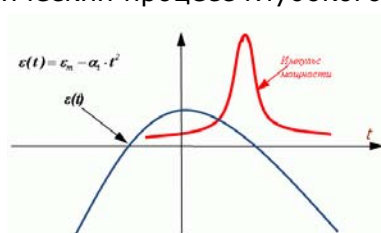


Рис.1 График изменения реактивности и импульса мощности

При прохождении подвижного отражателя вблизи активной зоны реактора генерируется импульс мощности с частотой 5 Гц, т.е. в это время реактор переводится из состояния глубокой подкритичности в надкритическое состояние на мгновенных нейтронах. Длительность импульса составляет около 245 мкс при фоне между импульсами 4-8% от средней мощности. Кривая реактивности описывается параболической зависимостью  $\epsilon(t)$  (рис. 1).

В табл. 1 представлены основные характеристики реактора ИБР-2.

Таблица 1.

Средняя проектная тепловая мощность реактора	2 МВт
Мощность в импульсе	1500 МВт
Длительность импульса мощности на половине высоты	245 мкс
Частота импульсов мощности	5 с <sup>-1</sup>
Тип ядерного топлива	двуокись плутония
Объем активной зоны	22 л
Теплоноситель	натрий
Отражатели	вольфрам, сталь
Равновесная импульсная надкритичность	$1,0 \cdot 10^{-3} K_{эфф}$
Эффективность аварийной защиты	$2,1 \cdot 10^{-2} K_{эфф}$
Пиковая плотность потока быстрых нейтронов (в центральном канале)	$2,6 \cdot 10^{17}$ н/см <sup>2</sup> ·с
Плотность потока тепловых нейтронов на поверхности внешнего замедлителя: пиковая	$\approx 10^{16}$ н/см <sup>2</sup> ·с
средняя по времени	$\approx 0,8 \cdot 10^{13}$ н/см <sup>2</sup> ·с

Требование получения высоких нейтронных потоков при малой длительности импульсов привело к необходимости создания компактной зоны с малым временем жизни нейтронов. Была выбрана активная зона из окиси плутония с натриевым охлаждением (рис. 2).

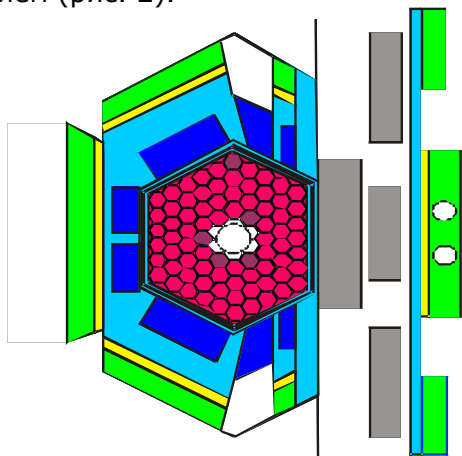


Рис. 2. Поперечный разрез активной зоны реактора ИБР-2

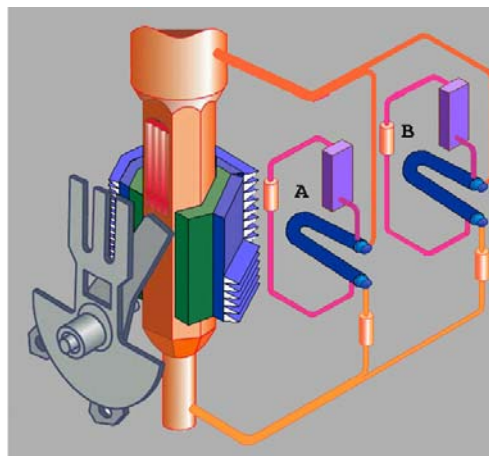


Рис. 3. Принципиальная технологическая схема реактора ИБР-2

Технологическая схема реактора - 3-х контурная, двухпетлевая (рис. 3). За основу системы натриевого охлаждения реактора ИБР-2 принята схема охлаждения активной зоны реактора БР-5, имеющая успешный опыт эксплуатации. Каждая петля рассчитана на 50% съема мощности. Циркуляция натрия по петлям 1 и 2 контуров обеспечивается электромагнитными насосами. Средний подогрев натрия в активной зоне реактора 70°C, средняя температура натрия на выходе из активной зоны 360°C. Через межконтурные теплообменники натрий - натрий тепло от натрия в петлях I контура передается натрию 2 промежуточного контура. Тепло 2 контура отводится в воздушных теплообменниках (ВТО) за счет самотяги в ВТО и трубах над ними.

Система натриевого охлаждения с момента ее запуска в 1981 году до начала 2007 года, когда натриевый теплоноситель был дренирован, функционировала успешно и непрерывно - и во время работы реактора, и в остальное время.

Активную зону реактора с 5-ти сторон из 6-ти окружает стационарный отражатель (СО), состоящий из двух частей, каждая из которых представляет собой матрицу, выполненную из нержавеющей стали, в которой расположены и перемещаются органы регулирования, аварийной защиты и блоки из бористой стали, предназначенные

для уменьшения натекания тепловых нейтронов в активную зону со стороны водяных замедлителей, окружающих СО.

Для периодической модуляции реактивности и создания импульсов мощности используется подвижный отражатель - один из наиболее ответственных и технически самых оригинальных узлов ИБР-2. Модулятор реактивности примыкает к наибольшей стороне шестигранной активной зоны. Подвижные отражатели (их два - основной (ОПО) и дополнительный (ДПО)) расположены соосно. Собственно отражателем является один длинный выступ ротора. Дополнительный отражатель (ДПО) предназначен для медленной модуляции реактивности с частотой 5 Гц. Оба отражателя приводятся в движение одним электродвигателем через коробку скоростей и поворотный редуктор.

С момента пуска ИБР-2 и до 2003 года по 6-7 лет отработали три модулятора реактивности с ДПО в виде трезубца и скоростью ОПО 1500 об/мин. Затем был создан и введен в эксплуатацию решетчатый отражатель из никелевого сплава со скоростью вращения ОПО 600 об/мин (рис. 4), роторы которого вращаются во встречном направлении.



Рис.4 Фотография лопастей ОПО и ДПО решетчатого типа

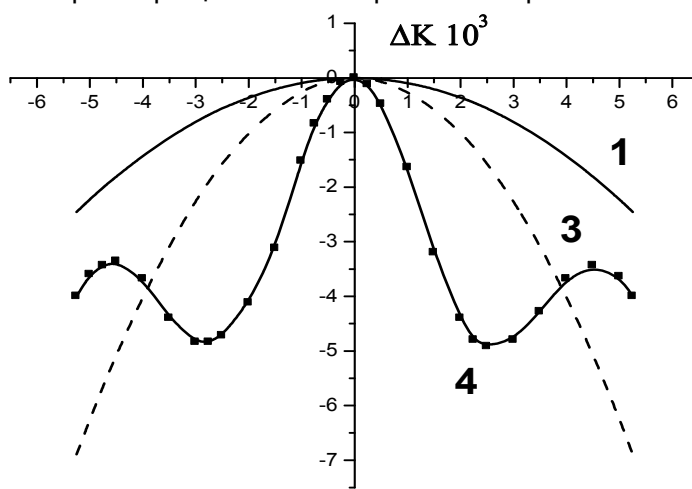


Рис.5 Графики изменения реактивности для различных типов ОПО и ДПО.

1 – ДПО в виде блока, 3 – ДПО «трезубец»,  
4 – ДПО и ОПО в виде решеток.

Использование такой конструкции позволило в 2,5 раза снизить скорость вращения ОПО при сохранении длительности импульса мощности. На рис. 5 представлено изменение реактивности при прохождении лопастей ОПО и ДПО вблизи активной зоны для разных типов отражателей, где хорошо виден выигрыш нового отражателя по сравнению с предыдущими машинами. Работа на медленных скоростях вращения позволяет продлить ресурс безопасной эксплуатации ПО до 20 лет. Этот же отражатель будет работать и на модернизированном реакторе ИБР-2М.

#### Состояние реактора ИБР-2 (на 01.01.2007 г.)

В декабре 2006 г. реактор был планово остановлен для начала работ по обновлению устаревшего реакторного оборудования в рамках разработанной программы модернизации. Реактор эксплуатировался более 22 лет в безаварийном режиме, при этом ежегодно выполнялось около 200 экспериментов. На ИБР-2 принят циклический режим работы, при котором реактор работает непрерывно на мощности в течение 250÷270 часов (двухнедельные циклы). Перерыв между циклами не менее 1 недели. С 1997 г. реактор эксплуатировался на мощности 1,5 МВт.

Годы регулярной и продолжительной эксплуатации реактора продемонстрировали его высокую эксплуатационную надежность.

В табл. 2 приведены данные, характеризующие состояние реактора по основным показателям по итогам работы на 01.01.2007 г.

Правильность принятых технических решений и организация процесса эксплуатации, надежность оборудования подтверждаются результатами многолетнего контроля радиоактивности окружающей среды в районе расположения реактора ИБР-2, которые показывают, что она обусловлена естественной радиоактивностью и глобальными выпадениями. Существующая защита, технические и организационные мероприятия, направленные на снижение вредного воздействия радиационных факторов на рабочих местах персонала, система радиационного дозиметрического контроля

обеспечивают безопасные условия при эксплуатации и проведении экспериментов на реакторе ИБР-2.

Таблица 2.

№ п/п	Показатель (с начала эксплуатации реактора)	Значение	Проект
1	Суммарная наработка на физический эксперимент, час.	49121	
2	Суммарная наработка энергии, Мвт.час.	87400	
3	Максимальный флюенс на корпусе в центре активной зоны, («звездочка», $10^{22}$ н/см <sup>2</sup> ): – для $E_n > 0,1$ МэВ – для $E_n > 0,8$ МэВ	3,74	3,72
		1,61	1,62
4	Максимальное выгорание топлива, (%): ▪ для брикетных ТВЭЛ ▪ для втулочных ТВЭЛ	6,61	6,6
		7,09	8,2
5	Общее количество срабатываний аварийной защиты	471	550

Показатели наработки реактора на физический эксперимент по годам за все время эксплуатации реактора ИБР-2 (рис. 6) дают наглядную оценку стабильности работы реактора. Отдельные «провалы» относятся к останову реактора для проведения работ по замене подвижных отражателей и догрузки активной зоны реактора.

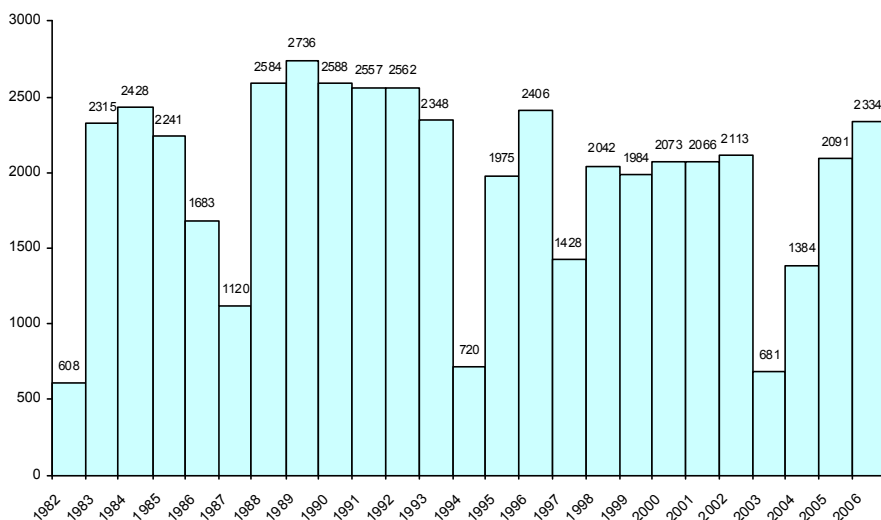


Рис.6 Нарботка реактора на физический эксперимент за время эксплуатации,  $t_{\text{физ.эксп}}$  ЧАС

**Информация о внеплановых остановках реактора, вызванных действием аварийной защиты**

На рис. 7 приведено распределение количества внеплановых срабатываний АЗ по годам за период эксплуатации. Распределение сбросов АЗ условно можно разделить на отдельные периоды работы реактора: увеличение количества сбросов в начальный период после пуска реактора вследствие выявления скрытых дефектов приборов и оборудования, отсутствие достаточного опыта и навыков эксплуатации у персонала реактора, и снижение числа сбросов в период устоявшейся работы.

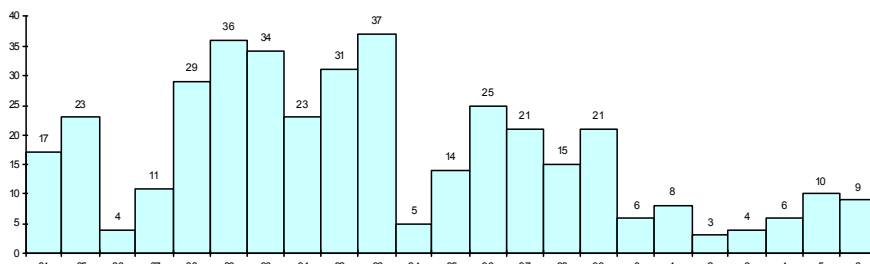


Рис.7 Распределение сбросов АЗ по годам за период эксплуатации.



Существенный вклад в общее распределение сбросов АЗ внесли внеплановые срабатывания АЗ из-за нарушений в энергоснабжении реактора (рис. 8). Данная категория нарушений непосредственно не характеризует состояние реактора, так как эти нарушения вызваны внешними причинами.

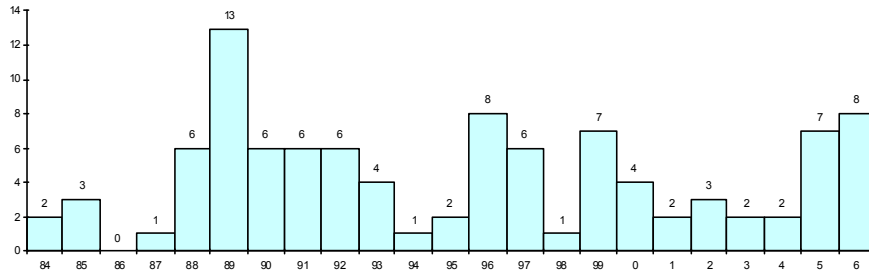


Рис. 8 Распределение сбросов АЗ в результате нарушений в электроснабжении

### Модернизация реактора ИБР-2

В связи с выработкой ресурса основных узлов реактора, а также с целью развития и совершенствования реактора была разработана концепция модернизации ИБР-2. Концепция модернизации реактора ИБР-2 предусматривает выполнение работ, включая разработку, изготовление и монтаж реакторного оборудования. В тоже время с учетом опыта эксплуатации реактора и проведения физических исследований данная концепция содержит ряд новых технических решений, заметно улучшающих эксплуатационные и физические характеристики реактора, что позволит говорить о создании в процессе модернизации фактически нового реактора ИБР-2М.

С января 2007 г. после прекращения работы реактора на физический эксперимент проводятся работы по модернизации ИБР-2 в соответствии с «Программой работ реактора ИБР-2 в режиме временного останова (2007–2010 г.г.)».

Программа развития и совершенствования реактора ИБР-2 предполагает три направления работ:

- улучшение основных параметров реактора:
  - ✓ рост потока тепловых нейтронов в 1,7 раза,
  - ✓ рост потока холодных нейтронов в 25 раз;
- повышение безопасности и эксплуатационной надежности реактора,
- обновление основного оборудования реактора.

### Принципиальные особенности нового реактора ИБР-2М.

Новизна реактора ИБР-2М по сравнению с реактором ИБР-2 состоит в следующем:

1. Компактная активная зона (рис. 9) рассчитана на загрузку 69 ТВС вместо 78 ТВС для реактора ИБР-2 и, как следствие, снижение массы загружаемого топлива ( $PuO_2$ ).
2. Использование в качестве топливной загрузки только втулочных ТВЭЛов (рис. 10), что позволяет увеличить допустимую глубину выгорания до 9 %, т.е. почти в 1,5 раза в сравнении с реактором ИБР-2.

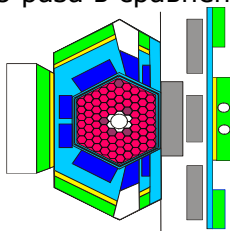
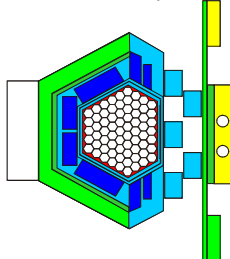


Рис. 9. Активная зона реактора ИБР-2



Рис. 10 Топливный стержень реактора ИБР-2М



и реактора ИБР-2М

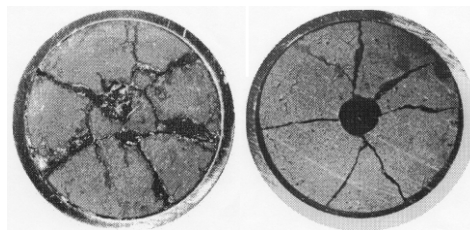


Рис. 11 Поперечные разрезы облученных таблеток реактора ИБР-2

Сердечники тепловыделяющих элементов реактора набраны из таблеток двуокиси плутония-239 и заключены в цилиндрическую стальную оболочку толщиной 0,45 мм,

диаметром 8,6 мм и длиной 780 мм. Высота активной части твэла 444 мм. Над топливным сердечником находится вольфрамовый вкладыш длиной 60 мм, который является торцевым отражателем, остальное пространство служит для сбора газообразных продуктов деления. Тепловыделяющие элементы привариваются к решетке в верхней части кассеты и дистанционированы в ней навитой проволокой.

Существенной особенностью работы активной зоны ИБР-2 является наличие нестационарных тепловых воздействий на твэлы - тепловой удар. Для предотвращения разлета таблеток в твэлах ИБР-2 в результате теплового удара введены пружины, поджимающие таблетки с усилием.

В ФГУП «Институт реакторных материалов» (г.Заречный) в 2002 г. проведены экспериментальные исследования двух штатных ТВС после эксплуатации в реакторе ИБР-2 с 1980 г. по 1996 г., достигших выгорания 4,8 % т.а. Топливная композиция была представлена в виде втулочных и брикетных таблеток. Оболочки твэлов облучались в условиях быстрого импульсного реактора до флюенса  $1,5 \cdot 10^{22}$  н/см<sup>2</sup> ( $E > 0,5$  МэВ). При этом распухания материала не выявлено. Установлено, что материал оболочки имеет высокие прочностные и пластические свойства. Топливо исследованных твэлов ИБР-2 находится в удовлетворительном состоянии. Во всех участках АЗ топливная композиция имеет мелкозернистую структуру, характерную для исходного состояния.

Типичный вид поперечных сечений твэлов ТВС представлен на рис. 11. Видно, что топливная композиция находится в спеченном состоянии, но подверглась растрескиванию. Преимущественное расположение трещин в топливных таблетках твэлов - радиальное. Все исследованные сечения характеризовались наличием зазора между топливом и оболочкой.

Было установлено, что оболочка и топливная композиция твэлов ТВС реактора ИБР-2 сохранили работоспособность

3. Применение двух блоков аварийной защиты в сочетании с приводом на базе шагового двигателя, реализующих функции быстрой и медленной аварийной защиты. При этом увеличивается скорость срабатывания аварийной защиты и существенно упрощается конструкция стационарного отражателя.

4. Создание откатных замедлителей, что позволяет производить оперативно смену замедлителей без демонтажа стационарных отражателей и рабочих органов СУЗ.

5. Создание комплекса криогенных замедлителей.

Благодаря использованию комплекса замедлителей становится возможным обеспечение высокой эффективности исследований по физике конденсированного состояния с использованием холодных нейтронов с длиной волны более 0,4 нм. В качестве рабочего материала криогенных замедлителей используются твердые шарики из смеси ароматических углеводородов - мезитилена, которые периодически сменяются в камере замедлителя. Такой замедлитель создается впервые в мире. Принципиальная схема подачи шариков и охлаждения замедлителей представлена на рис. 12.

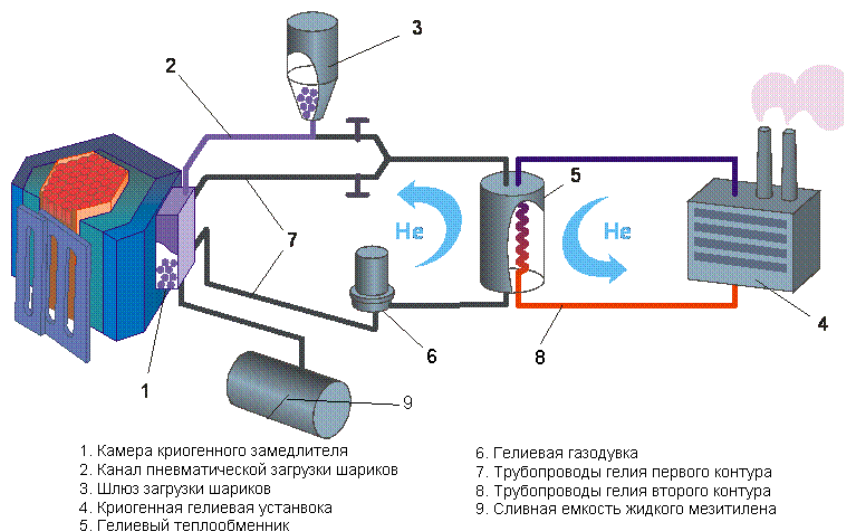


Рис. 12 Принципиальная схема криогенного комплекса ИБР-2

Одним из важных преимуществ использования криогенных замедлителей на основе ароматических углеводородов является продолжительность их работы без смены температурного режима и загрузки – не менее трех суток.

Комплекс замедлителей на модернизированном реакторе ИБР-2М позволит повысить эффективность использования нейтронов в экспериментах на выведенных пучках до 25 раз. Это в свою очередь дает возможность для создания мощной спектральной базы для проведения исследований по физике конденсированного состояния и удержания лидирующих позиций России в мировой науке в XXI веке.

Для сравнения в таблице 3 приведены параметры реактора ИБР-2 и модернизированного реактора ИБР-2М.

Таблица 3.

Параметр	ИБР-2	ИБР-2М
Средняя мощность, МВт	2	2
Тип топлива	PuO <sub>2</sub>	PuO <sub>2</sub>
Количество ТВС	78	69
Максимальное выгорание, %	6,5	9
Частота импульсов, Гц	5; 25	5; 10
Полуширина импульса, мкс	215	200
Число оборотов в мин.		
ОПО	1500	600
ДПО	300	300
Материал ОПО и ДПО	сталь	никель+сталь
Ресурс ПО, час	20000	55000
Фон, %	6	7
Количество сателлитов при 5 Гц	4	1

#### **Реализация проекта ИБР-2М**

В ходе модернизации ИБР-2 замене на новые подлежат следующие узлы и системы реактора:

- корпус реактора;
- топливная загрузка;
- стационарные отражатели с откатными защитными устройствами;
- система управления и защиты (СУЗ), включая исполнительные механизмы органов регулирования и аварийной защиты, аппаратуру контроля и управления реактором, систему контроля технологических параметров и пульт реактора;
- система радиационного контроля;
- замедлители;
- система охлаждения криогенных замедлителей.

Это позволит не только улучшить основные параметры реактора, но и повысить безопасность и эксплуатационную надежность реактора. Также планируется улучшить внешнее электроснабжение здания реактора.

К реализации проекта модернизации ИБР-2 привлечены НИКИЭТ (главный конструктор реактора), ГСПИ (генеральный проектировщик), ВНИИНМ, НИКИМТ, ПО «Маяк» (изготовитель ТВЭЛов для ИБР-2М), СНИИП-СИСТЕМАТОМ, ИНЭУМ, НПО «Гелий-маш», ОП ОИЯИ и другие специализированные организации.

В 2006 г. на сборочном участке ТВС в ОИЯИ были изготовлены тепловыделяющие сборки (ТВС) для топливной загрузки активной зоны реактора ИБР-2М.

Первым этапом работ по демонтажу отработанного оборудования ИБР-2 стала разгрузка активной зоны реактора ИБР-2, проведенная в первой половине 2007 г.

После выгрузки активной зоны ИБР-2, натриевый теплоноситель был слит из контуров охлаждения, натриевые контуры заполнены аргоном, демонтировано оборудование системы управления и защиты с отработавшим сроком службы. Подвижный отражатель отодвинут от корпуса в промежуточное положение. Корпус реактора демонтирован и удален в хранилище отработавших корпусов.

Следующим этапом демонтажа оборудования стало удаление откатных биологических защит со стационарными отражателями. Для выполнения этой задачи были

реализованы технические и организационные меры по защите персонала от воздействия ионизирующего излучения в связи с высокой наведенной активностью стационарных отражателей.

Опытным производством НИКИЭТ изготовлен и поставлен в ОИЯИ корпус реактора ИБР-2М. Работа по монтажу нового корпуса выполнена монтажной бригадой ПКУ-2 филиала ОАО «Энергоспецмонтаж» (г. Обнинск) совместно со специалистами ЛНФ ОИЯИ.

Опытным производством ОИЯИ были изготовлены новые откатные биологические защиты со стационарными отражателями. Особенностью конструкции новых откатных защит является создание откатных замедлителей, устанавливаемых в массив каждой защит и передвигающихся по рельсовому пути вдоль продольной оси. Это позволяет производить оперативно смену замедлителей без демонтажа стационарных отражателей и рабочих органов СУЗ.

ЗАО «СНИИП-СИСТЕМАТОМ» разработан и изготовлен комплекс аппаратуры для системы управления и защиты реактора ИБР-2М. Комплекс АСУЗ представляет собой электронную часть управляющей системы безопасности, предназначенную для осуществления управления, поддержания и аварийного прекращения цепной реакции деления, совмещая функции системы безопасности и нормальной эксплуатации реактора ИБР-2М. Аппаратура выполнена на современной элементной базе и отвечает современному уровню развития информационных технологий.

В 2008 г. ОАО «ИНЭУМ» завершил разработку, изготовление и поставку в ОИЯИ оборудования системы контроля технологических параметров (СКТП) реактора ИБР-2М. СКТП изготовлена на современной элементной базе и построена на унифицированных элементах, позволяющих при необходимости проводить ремонт путем быстрой замены неисправного блока, что уменьшает время ремонта и простоя реактора. В обработке сигналов, поступающих в систему, используются промышленные компьютеры, текущее состояние контролируемых систем отображается на мониторах оперативного персонала. На данный момент заканчивается монтаж оборудования.

На текущий момент ведутся работы по созданию комплекса криогенных замедлителей: демонтаж старого оборудования, получение оборудования для криогенного комплекса, подготовка помещений к монтажу нового оборудования.

#### **Заключительный этап модернизации.**

В период 2009-2010 г.г. планируется смонтировать новое оборудование, провести его комплексную наладку и в 2010 г. приступить к заключительному этапу модернизации – физическому пуску реактора ИБР-2М.

Заключительный этап, рассчитанный на период 2010 – 2012 г.г. включает в себя:

- физический пуск реактора ИБР-2М с водяными замедлителями – 2010 г.;
- энергетический пуск реактора – 2011 г.;
- монтаж комплекса криогенных замедлителей – 2010 -2 011 г.г.;
- первые физические эксперименты на криогенных замедлителях – 2011–2012 г.г.

Таким образом, после 2010 г. в России снова начнет работать модернизированный источник нейтронов – реактор ИБР-2М с рекордным импульсным потоком  $2 \cdot 10^{16}$  н/см<sup>2</sup> с и с расчетным сроком службы 30 лет. Будут существенно расширены возможности пользователей за счет применения уникального комплекса холодных замедлителей. Исследовательский импульсный реактор ИБР-2М останется одним из самых эффективных в мире источников для исследований на выведенных пучках нейтронов.

#### **Список литературы:**

1. Шабалин Е.П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах // М: Атомиздат.- 1976.
2. V.D.Ananiev, A.V.Vinogradov, The IBR-2 pulsed research reactor: status report. Proceedings of PANS-II Second International Seminar "Advanced Pulsed Neutron Sources: Physics of/at Advanced Pulsed Neutron Sources", June 14-17, 1994, Dubna, Russia.
3. Аксенов В.Л. 40 лет нейтронным исследованиям в Дубне // Вестник РАН.- 2001.- Т.- 71, № 5.- С. 415.
4. V.V.Khmelshchikov, I.T.Tretjakov, A.A.Portnov, A.V.Vinogradov, Modernization and reconstruction of ageing Russian research reactors as the method to extend their operational life (IAEA-SM-360/42). Symposium "Research Reactor Utilization, Safety and Management", 6–10 September 1999,

Lisbon, Portugal

5. Ананьев В.Д., Виноградов А.В., Бабаев А.И., Соколов Н.Б., Шкабура И.А., Головин И.С., Иванов А.Ю., Перехожев В.И., Синельников Л.П., Козлов А.В., Щербаков Е.Н. Исследование состояния двух ТВС реактора ИБР-2 // Препринт ФГУП ВНИИНМ им.А.А.Бочвара.- 2003.
6. Ананьев В.Д., Блохинцев Д.И., Булкин Ю.М., Бунин Б.Н., Воробьев Е.Д., Доллежалъ Н.А., Лушиков В.И., Останевич Ю.М., Смирнов В.С., Франк И.М., Хрястов Н.А., Шабалин Е.П., Шарапов Э.И., Язвицкий Ю.С. ИБР-2 – импульсный реактор периодического действия для нейтронных исследований // Препринт ОИЯИ.- 1977.- РЗ-10888. ▲

## УЧЕТ И КОНТРОЛЬ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ И РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ФЕДЕРАЛЬНОМ ГОСУДАРСТВЕННОМ УЧРЕЖДЕНИИ РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

(РНЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»)

*Е.С. Мелков, И.П. Брягин, А.Л. Мыцык, В.Н. Рожнов, А.С. Соболев*  
РНЦ «Курчатовский институт», Москва

### 1. СТРУКТУРА

#### РНЦ «Курчатовский институт»



#### ДИРЕКЦИЯ

Высший исполнительный орган, организующий работу Центра по всем направлениям его деятельности и обеспечивающий выполнение решений Президента и Правления Центра.

Ковальчук Михаил Валентинович - директор Центра;

Штромбах Ярослав Игоревич - первый заместитель директора по научной работе;

Нарайкин Олег Степанович - первый заместитель директора по научной работе;

Иькова Вера Юрьевна - первый заместитель директора - руководитель Исполнительной дирекции;

Мелков Евгений Сергеевич - заместитель директора по эксплуатации ядерных установок;

Множин Сергей Николаевич - заместитель директора по безопасности и режиму.

Деятельность РНЦ "Курчатовский институт" направлена на решение комплексных проблем безопасности атомной энергетики: получения экологически чистых источников энергии, проведение фундаментальных и прикладных исследований по научно-техническому развитию термоядерной энергетики, радиационного материаловедения, высоких технологий в области микроэлектроники, применения синхротронного излучения, решение других проблем общей и ядерной физики.

По состоянию на 31 октября 2008 года в РНЦ "Курчатовский институт" действуют следующие объекты использования атомной энергии (ядерные установки, радиационные источники, пункты хранения):

- шесть действующих исследовательских атомных реакторов и реактор МР в режиме окончательного останова;
- четырнадцать критических ядерных стенов;

- тридцать одна установка, генерирующих ионизирующее излучение: 7 термоядерных, 10 ускорительных, 14 рентгеновских;
- две облучательные радиоизотопные установки;
- три комплекса материаловедческих защитных камер для проведения работ с высокоактивными радионуклидами и облученным ядерным топливом;
- радиохимические и радиометрические лаборатории первого, второго и третьего классов;
- пункты хранения: ядерных материалов, свежего и облученного топлива, радионуклидных источников, радиоактивных веществ, твердых и жидких радиоактивных отходов;
- спецтранспорт для перевозки радиоактивных веществ и ядерных материалов.

### **1. Реализация «Комплексной программы по ядерной, радиационной безопасности и антитеррористической защищенности РНЦ "Курчатовский институт" на 2007 - 2010 годы»**

В настоящее время развернута работа по реализации мероприятий «Комплексной программы по ядерной, радиационной безопасности и антитеррористической защищенности РНЦ "Курчатовский институт" на 2007 - 2010 годы».

Основной целью Программы является комплексное решение проблемы обеспечения ядерной, радиационной и химической безопасности в РНЦ "Курчатовский институт", направленное на снижение до социально приемлемого уровня риска вредного воздействия на человека и среду его обитания объектов использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения.

Выполняется модернизация и замена систем управления и защиты исследовательских реакторов и критических стенов на современное, основанное на новой элементной базе и технологиях, повышающих безопасность и надежность эксплуатации ядерных установок. В частности в рамках заключенного государственного контракта от 10 сентября 2007 г. № 2705 проводится обследование и выполнение эскизных проектов модернизации критических стенов Дельта, Квант, СФ-1, СФ-7, П, В-1000, СК-физ, Эфир-2М, РБМК и Грог, а также исследовательских ядерных реакторов ОР, Гидра, Аргус.

С целью обеспечения улучшения радиационно-экологической обстановки на площадке РНЦ "Курчатовский институт" и прилегающих территориях проводится совершенствование, модернизация и дооснащение автоматизированных систем радиационного контроля площадки и системы обнаружения проноса/проезда ядерных материалов и радиоактивных веществ через контрольно-пропускные пункты с использованием современной элементной базы и применением информационных технологий для подключения к единой государственной автоматизированной системе контроля радиационной обстановки.

Осуществляется замена и дооснащение внутриобъектовых автоматизированных систем ядерного и радиационного контроля, а также замена и дооснащение служб радиационного контроля подразделений современной дозиметрической и другой аппаратурой, позволяющей повысить надежность радиационного и химического контроля и его достоверность.

Приобретается комплекс индивидуального дозиметрического контроля облучения персонала ядерно и радиационно-опасных объектов.

На основе заключенного госконтракта проводится переподготовка и повышение квалификации кадров для обеспечения ядерной, радиационной и технологической безопасности, учета и контроля ядерных материалов и радиоактивных веществ, физической защиты.

В рамках 1-го этапа проводятся мероприятия, в том числе, по совершенствованию системы учёта и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов. В 4-ом квартале 2008 года проводится:

- Дооснащение зон баланса материалов необходимыми измерительными приборами для определения количества и состава ядерных материалов (ручной гамма-спектрометр с цифровым сигнальным процессором «InSpector-1000» и уран-плутониевый «InSpector-2000»).
- Проведение работ по автоматизированной системе учёта и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.
- Переаттестация АРМ имеющегося банка данных.

- Приобретение АРМ для обеспечения Сл. УиК ЯМ.

## **2. Организация работ по учету и контролю ядерных материалов и радиоактивных веществ**

В РНЦ «Курчатовский институт» организация работ по учету и контролю ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов персонально возложена на заместителя директора по эксплуатации ядерных установок, что указано в «Положении о заместителе директора по эксплуатации ядерных установок», введенной в действие приказом от 24.04.2006 г. № 276 и должностной инструкции, утвержденной 08.12.2006.

Поступающие в РНЦ «Курчатовский институт» и изготавливаемые ядерные материалы и радиоактивные вещества ставятся на бухгалтерский учет в отделе перевозок и хранения спецпродукции (ОПХСП) согласно «Положению об отделе перевозок и хранения спецпродукции Управления экологии и безопасности труда», утвержденному приказом от 29.11.2006 № 891.

Для организационно-методической работы по выполнению нормативных требований по учету и контролю ядерных материалов, радиоактивных веществ создана Служба учета и контроля ядерных материалов (Служба УиК ЯМ). Приказом от 29.11.2006 г. № 890 введено в действие «Положение о службе учета и контроля ядерных материалов», на которую возложены обязанности по организации и контролю выполнения работ по учету и контролю ядерных материалов и радиоактивных веществ в РНЦ «Курчатовский институт».

Служба выполняет следующие функции по УиК ЯМ и РВ:

1. Организация и выполнение мероприятий по контролю состояния учета и физической сохранности (наличия) ЯМ и РВ в структурных подразделениях Центра.
2. Подготовка для Дирекции Центра предложений по введению в действие законодательных и нормативно-правовых актов и проведению необходимых мероприятий по выполнению их требований в области УиК ЯМ и РВ.
3. Контроль выполнения структурными подразделениями Центра требований нормативных правовых актов и федеральных норм и правил в области учета и контроля ядерных материалов и радиоактивных веществ.
4. Подготовка для Дирекции Центра обосновывающих и отчетных документов в области деятельности по УиК ЯМ и РВ, направляемых в органы государственного регулирования и управления в установленные сроки.
5. Организация и проведение совместно со структурными подразделениями Центра разработки локальных нормативных документов и критериев в области деятельности по УиК ЯМ и РВ.
6. Организация и оказание методической помощи структурным подразделениям Центра в организации работ по УиК ЯМ и РВ, разработке требуемой документации по вопросам УиК ЯМ и РВ. Разработка методических указаний и проектов нормативных документов Центра.
7. Контроль выполнения руководителями структурных подразделений Центра мероприятий по организации учета и сохранности ЯМ и РВ, принятия мер, обеспечивающих выполнение установленных норм и правил обращения с ЯМ и РВ в части учета, контроля и сохранности на всех стадиях производственной и научной деятельности.
8. Участие в служебном расследовании всех фактов несанкционированного использования, утрат или хищения ЯМ и РВ.
9. Организация и проведение в структурных подразделениях Центра оперативных и плановых проверок выполнения требований нормативных документов в области учета и контроля радиоактивных веществ, ведения учетной и отчетной документации.
10. Представление Актов проверок руководству Центра и руководителям структурных подразделений Центра, ответственным за учет и контроль ЯМ и РВ в подразделениях.
11. Участие в разработке основных инструкций, положений, правил и других нормативных документов, определяющих порядок ведения оперативного учета, контроля, хранения и транспортирования, а также обеспечения сохранности ЯМ и РВ в структурных подразделениях Центра.
12. Рассмотрение и согласование инструкций и других нормативно-технических документов на соответствие их требованиям в части учета и контроля ядерных ма-

териалов и радиоактивных веществ.

Приказом назначена комиссия, осуществляющая административный контроль выполнения требований по учету и контролю ядерных материалов и радиоактивных веществ в РНЦ «Курчатовский институт».

Приказом по Центру назначаются материально ответственные лица, ответственные за ядерные материалы и радиоактивные вещества, с которыми заключены договоры о материальной ответственности.

Выполнение СлУиК ЯМ своих функциональных обязанностей не снимает ответственность с должностных лиц и сотрудников Центра за выполнение требований законодательных документов и нормативно-правовых актов в области деятельности УиК ЯМ и РВ.

Непосредственная ответственность за ведение учета и контроля радиоактивных веществ в подразделениях возлагается на руководителей подразделений, в которых проводятся работы с ядерными материалами и радиоактивными веществами.

В обязанности руководителя подразделения в части учета и контроля ЯМ и РВ входит:

- организация ведения учета и контроля ЯМ и РВ в подразделении;
- проверка соответствия данных сопроводительной документации с упаковочными листами транспортных контейнеров и их содержанием при поступлении и отправке;
- обеспечение условий проведения инспекций представителями надзорных органов;
- планирование, организация и проведение физических инвентаризаций ЯМ и РВ;
- своевременное представление учётной и отчётной документации в Службу учета и контроля, а также руководству РНЦ «Курчатовский институт».

На 16.11.2008 в РНЦ «Курчатовский институт» на учете состоит около 1200 источников ионизирующего излучения и их наборов (далее по тексту ИИИ).

Все ИИИ с истекшим назначенным сроком службы, находящиеся в ОПХСП, в настоящее время готовятся к отправке в МосНПО «Радон» для захоронения.

### **3. Наличие ядерных материалов**

В настоящее время на учете в РНЦ «Курчатовский институт» находится более двух сотен тонн ядерных (далее – ЯМ) и специальных неядерных материалов (далее – СНМ).

Сведения о фактическом наличии и номенклатуре ЯМ и СНМ в целом по Центру содержатся в инвентаризационной описи специального сырья и делящихся материалов. ЯМ и СНМ размещены на объектах Центра в соответствии с их производственным предназначением.

Сведения о фактическом наличии ЯМ и СНМ, находящихся в обращении и на хранении на объектах Центра, содержатся в инвентарных ведомостях.

Отчётность формируется по приказу Росатома № 652 от 12.12.2008.

Все ЯМ и СНМ находятся в оперативном управлении Центром, условия которого определяются и регламентируются договором между Росатомом и Центром, в соответствии с которым все получения и отправки ЯМ и СНМ из (в) других организаций осуществляются только при наличии разрешения Росатома.

В настоящее время в системе учета и контроля ЯМ и СНМ находится более 100 000 учетных единиц в виде отдельных ТВЭЛ (тепловыделяющих элементов), ТВС (тепловыделяющих сборок), таблеток ядерного топлива, шаров и других видов изделий. Указанные учетные единицы на объектах Центра размещены примерно в 20 000 контейнерах, защищенных стендах, загружены в активные зоны.

Учетные документы по ЯМ, СНМ хранятся в группе секретного делопроизводства по специальному хранилищу режимно - секретного отдела Службы безопасности Центра, размещенной в одном из помещений здания 114.

Значительная по общей массе (≈ 60%) часть материалов размещена в зданиях 114 и 128, находящихся в зоне ответственности ОПХСП УЭБТ. Остальной ядерный материал находится в подразделениях Центра у материально-ответственных лиц.



**4. Ядерные установки (зоны баланса материалов)  
РНЦ «Курчатовский институт»  
(ЗБМ РНЦ «Курчатовский институт»)**

№ п.п.	Тип установки и номер здания, в котором размещена установка	Наименование ЗБМ
1	2	3
1.	Центральное хранилище, зд. 114	«ЦХ-114»
2.	Центральное хранилище, зд. 128	«ЦХ-128»
3.	Критстенд «ДЕЛЬТА», зд. 106	«ДЕЛЬТА»
4.	Критстенд «КВАНТ», зд. 106	«КВАНТ»
5.	Критстенды СФ-1, СФ-7, зд. 106	СФ 1-7
6.	Критстенд «НАРЦИСС», зд.116	«НАРЦИСС»
7.	Критстенд «АКСАМИТ», зд. 116	«АКСАМИТ»
8.	Критстенд «ГРОГ», зд.135	«ГРОГ»
9.	Критстенд «ЭФИР-2М», зд. 203 ГЗ	«ЭФИР 2М»
10.	Хранилище ЯМ, зд. 109	Хр.109
11.	Хранилище ЯМ, зд. 209 ГЗ	Хр.209
12.	Критстенд «АСТРА», зд. 116	«АСТРА»
13.	Хранилище ОЯТ, зд. 116	Хр.116
14.	Критстенд В-1000, зд. 157	В-1000
15.	Критстенд «П», зд. 157	«П»
16.	Критстенд «СК-физ», зд. 157	«СК-физ»
17.	Критстенд РБМК, зд. 106	РБМК
18.	Иssl. реактор Ф-1, зд. 30	Ф-1
19.	Иssl. реактор «МР», зд. 37/1	«МР»
20.	Иssl. реактор ИР-8, зд. 216	ИР-8
21.	Иssl. реактор «ГАММА», зд. 106Б	«ГАММА»
22.	Иssl. реактор «ГИДРА», зд. 106	«ГИДРА»
23.	Иssl. реактор «АРГУС», зд.106	«АРГУС»
24.	Иssl. реактор «ОР», зд. 201 ГЗ	«ОР»
25.	Иssl. лаборатория «ГРХЛ», зд. 37/2	«ГРХЛ»
26.	Иssl. лаборатория «ИКМЗК», зд. 37/2	«ИКМЗК»
27.	Иssl. лаборатория «ВТК», зд.157	«ВТК»
28.	Отделы и лаборатории ИМФ, зд. 103	«ИМФ 103»
29.	ОФХПЯЭ ИМФ, зд. 138А	«РАСПЛАВ»
30.	ЦЗК, зд. 135	ЦЗК-135
31.	ОСА, зд. 135	ОСА-135
32.	ДИДРА, зд.135	ДИДРА

(ГЗ - площадка Газового завода)

**4.1. Исследовательские реакторы и критические сборки**

**1. Исследовательский реактор "Ф-1"**

Исследовательский реактор "Ф-1" размещается в отдельном здании (№ 30) на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Уран естественный.

**2. Исследовательский реактор "МР"**

Исследовательский реактор "МР" располагается в отдельно стоящем здании 37/1 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Часть технологического оборудования реактора "МР" размещена в зданиях, расположенных рядом со зданием реактора.

В 1992 году работа реактора МР на мощности остановлена.

### **3. Исследовательский реактор "ИР-8"**

Исследовательский реактор "ИР-8" располагается в отдельно стоящем здании 21"б" на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Используемые ядерные материалы (в форме ТВС): свежие ядерные материалы – в хранилище, облученные – в активной зоне и бассейне выдержки. Номинальное обогащение (по U-235) 90%.

### **4. Исследовательский реактор "ГАММА"**

Исследовательский реактор "ГАММА" располагается в здании 106 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

Ядерные материалы (в форме ТВС, обогащение (по U-235) 36%.) в облученном состоянии находятся в активной зоне

### **5. Исследовательский реактор "ГИДРА"**

Исследовательский реактор "ГИДРА" располагается в здании 106 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Ядерные материалы (в форме раствора урана-сульфата, обогащением (по U-235) 90%.) в активной зоне. Свежие ЯМ – отсутствуют.

### **6. Исследовательский реактор "АРГУС"**

Исследовательский реактор "АРГУС" располагается в здании 106 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Ядерные материалы (в форме раствора урана-сульфата, обогащением (по U-235) 90%.) в активной зоне. Свежие ЯМ – отсутствуют.

### **7. Исследовательский реактор "ОР"**

Исследовательский реактор "ОР" размещается в здании 201 на территории охраняемого объекта "Газовый завод", находящегося вне основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

Ядерные материалы – ТВЭЛ в форме стержней обогащением (по U-235) 36% в активной зоне, облученный в бассейне выдержки реактора. Свежее ядерное топливо отсутствует.

### **8. Критический стенд "П"**

Критический стенд "П" располагается в здании 157 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

ЯМ - ТВЭЛ в форме стержней, номинальное обогащение по U-235 1,6-10 (%%). Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Облученного топлива нет.

### **9. Критический стенд "СК-физ"**

Критический стенд "СК-физ" располагается в здании 157 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

ЯМ - ТВЭЛ в форме стержней, номинальное обогащение по U-235 1,6-10 (%%). Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Частота перегрузок активной зоны определяется программой проведения экспериментов. Облученного топлива нет.

### **10. Критический стенд "ДЕЛЬТА"**

Критический стенд "ДЕЛЬТА" располагается в здании 106 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

ЯМ – топливо в виде ТВС, номинальное обогащение по U-235 90 (%%). Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Частота перегрузок активной зоны определяется программой проведения экспериментов. Облученного топлива нет.

### **11. Критический стенд "КВАНТ"**

Критический стенд "КВАНТ" расположен в здании 106 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

ЯМ – топливо в форме ТВЭЛ и ТВС, номинальное обогащение по U-235 90 %. Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Частота перегрузок активной зоны определяется программой проведения экспериментов. Облученного топлива нет.

### **12. Критические стенды "СФ-1, СФ-7"**

Критические стенды "СФ-1 и СФ-7" расположены в здании 106 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

ЯМ – топливо в форме ТВЭЛ и ТВС, номинальное обогащение по U-235 21-90%% (для СФ-1) и 80-90%% (для СФ-7) Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Частота перегрузок активной зоны определяется программой проведения экспериментов. Облученного топлива нет.

**13. Критический стенд "ЭФИР-2М"**

Критический стенд "ЭФИР-2М" расположен в здании 203 на территории площадки "Газовый завод" вне основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

ЯМ – топливо в виде ТВС, номинальное обогащение по U-235 90 %. Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Частота перегрузок активной зоны определяется программой проведения экспериментов. Облученного топлива нет.

**14. Критический стенд "ГРОГ"**

Критический стенд "ГРОГ" расположен в здании 135 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

Топливо в форме цилиндрических блочков обогащением 0,7, 10 %% по U-235. Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Облученного топлива нет.

**15. Критический стенд «РБМК»**

Критический стенд «РБМК» расположен в здании 106 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

Топливо в форме ТВЭЛ и ТВС номинальным обогащением 0,7-3,6 %% по U-235 выгружено и находится в ЦХ зд.128

Облученного топлива нет.

**16. Критический стенд "НАРЦИСС"**

Критический стенд "НАРЦИСС" расположен в здании 116 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

Топливо в форме ТВЭЛ в виде набора топливных таблеток номинальным обогащением 96%% по U-235. Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Облученного топлива нет.

**17. Критический стенд "АКСАМИТ"**

Критический стенд "АКСАМИТ" расположен в здании 116 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Облученного топлива нет.

**18. Критический стенд "АСТРА"**

Критический стенд "АСТРА" расположен в здании 116 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

Топливо в форме ТВЭЛ в виде шарового элемента номинальным обогащением 21 %% по U-235. Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Облученного топлива нет.

**19. Критический стенд "В-1000"**

Критический стенд "В-1000" располагается в отдельном помещении в здании 157 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

Топливо в виде ТВЭЛ из спеченного диоксида урана с обогащением по изотопу урана-235 от 1,6% до 4,4%. ТВЭЛ ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 содержат таблетки из диоксида урана с внешним диаметром 7,55 мм. Хранение свежих ЯМ в помещении критстенда. Облученного топлива нет.

**4.2. Исследовательские лаборатории и установки****1. Комплекс защитных камер здания 116**

Комплекс защитных камер здания 116 (установка "ЗКР116") расположен в здании 116 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Зон хранения свежего и облученного ядерного материала нет.

**2. Исследовательская лаборатория ГРХЛ**

Исследовательская лаборатория ГРХЛ расположена в здании 37/2 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». ГРХЛ – Горячая радиохимическая лаборатория

В ГРХЛ может находиться облученный и свежий уран различного обогащения в образцах изделий. Суммарная масса по изотопам U-233 и U-235 может одновременно быть около 0.4 кг. Мощность поглощенной дозы от облученных образцов с ЯМ на расстоянии 1 метр без защиты может превышать 1 Гр/час = 100 рад/час.

**3. Исследовательская лаборатория ЦЗМК**

Цепочки Защитных Материаловедческих Камер ("Горячая Лаборатория") и боксов расположены на основной территории РНЦ «Курчатовский институт» в здании 37/2.. Количество материалов в хранилищах не должно превышать 2.0 кг урана-235 (по весу). Проводятся работы с ТВЭЛ, изготовленными на основе таблеточного топлива из диоксида урана, уранциркониевого топлива и с ТВЭЛами исследовательских реакто-

ров, на основе  $USi_3$  или  $UO_2$  в алюминиевой матрице. Пределы обогащения таблеточного топлива из  $UO_2$  от 3,6% до 21% по урану - 235. Обогащение ТВЭЛов исследовательских реакторов - до 36 %, уранциркониевого топлива – до 90 % .

#### **4. Исследовательская лаборатория «ОСА»**

Исследовательская лаборатория «ОСА» (станда определения: герметичности образцов топлива) расположена в здании 135 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт».

В исследовательской лаборатории «ОСА» проводятся работы с образцами топлива (ТВЭЛов) на основе  $UO_2$ ,  $UC$ ,  $UN$  и др. в виде небольших фрагментов, или натуральных размеров (графитовые шары  $\varnothing$  60мм, микротвэллов  $\varnothing$  1мм). Пределы обогащения образцов по U-235 - 0,7 ÷ 95%. Поставляемая партия шаровых ТВЭЛов - от нескольких единиц до нескольких десятков образцов. Количество материалов в ТВЭЛ или образце не превышает по массе 0.7 кг урана-235.

#### **5. Исследовательская лаборатория «ВТК»**

В состав исследовательской лаборатории «ВТК» входит комплекс экспериментальных установок "Ввод", "Тур" и "Каскад", расположенный в здании 157 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». На комплексе экспериментальных установок в помещении стендов "Ввод", "Тур" и "Каскад" может находиться в виде образцов не более 100 г урана-235 различного обогащения (от 20% до 90%).

#### **6. Исследовательская лаборатория «ИМФ103»**

В состав исследовательской лаборатории «ИМФ103» входят экспериментальные установки: "Луч", "Луна", "Талисман", "РАП", "РДС", "ТРС", "U-флюрекс", "ГЕКС", "Корпус", "Тигель", "Сирена" и Масс-спектрометрические установки, расположенные в здании 103 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». В помещениях экспериментальных установок может находиться в виде образцов не более 1,5 кг урана-235 различного обогащения (от 20% до 96%) и не более 300 кг природного урана (металлический и гексафторид).

#### **7. Исследовательская лаборатория «РАСПЛАВ»**

Исследовательская лаборатория «РАСПЛАВ» расположена в здании 138А на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Одна загрузка установки – 80 кг природного или обедненного  $UO_2$ .

#### **8. Группа эксплуатации защитных камер «ЦЗК-135»**

Комплекс камер и боксов в зд.135. Количество и вид материала определяется планами работ. Могут вестись работы с ураном-233.

#### **9. Лаборатория теплофизических свойств материалов «ЛИТСМ-135»**

Включает в себя установки ТЕРЕК и СШВЛ. Установки находятся в эксплуатации и представляют собой вакуумные шахтные печи с максимальной температурой 2000 градусов. Материал в виде ТВЭЛ и образцов с обогащением до 21%. Количество материала не превышает 0,1 кг по урану-235.

#### **10. Группа исследования физических свойств материалов отделения высокотемпературных реакторных материалов «ГФСМ-135»**

Включает в себя установку для изготовления шлифов, хранилища для изделий и образцов (сейфы). В зависимости от программы работ может исследоваться свежий и облученный уран в виде ТВЭЛ и образцов различного обогащения (до 90%). Количество материала одновременно находящегося в установке не превышает 0.1 кг по урану-235.

### **4.3. Хранилища**

#### **1. Хранилище здания 109**

Хранилище (установка "X109") расположено в здании 109 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Установка "X109" находится в эксплуатации и используется для хранения свежих и сухого хранения отработанных ТВС реакторов МР и ИР-8. Облученные ТВС предварительно выдерживаются в течение 1,5 лет в бассейнах выдержки этих реакторов. Установка "X109" предназначена для хранения свежих ТВС для перегрузки реактора ИР-8 (номинальное обогащение по U-235 90 %), и отработанных ТВС перед их отправкой на переработку в течение не менее 1,5 лет. Установка "109" размещена в охраняемом здании 109 с ограниченным доступом персонала.

#### **2. Хранилище отработанного топлива в здании 209**

Хранилище (установка "X209") расположено в здании 209 на территории площад-

ки "Газовый завод" вне основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Установка "Х209" находится в эксплуатации и используется для хранения отработанных ТВС (номинальное обогащение по U-235 36 и 90%) исследовательских реакторов, включая реактор "ОР", предварительно выдержанных в течение не менее 1,5 лет в бассейнах выдержки этих реакторов. Установка "Х209" предназначена для хранения отработанных ТВС перед их отправкой на переработку.

### **3. Центральное Хранилище РНЦ «Курчатовский институт»**

Центральное Хранилище РНЦ «Курчатовский институт» (установка "ЦХ") расположено в двух зданиях 114 и 128 на основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Установка "ЦХ" находится в эксплуатации и используется для приемки, промежуточного хранения и отправки (на другие ядерные установки Центра и во внешние организации) необлученных ядерных материалов (номинальное обогащение по U-235 от 0,2% до 96%) и радиоактивных веществ различного изотопного состава, находящихся в различных агрегатных состояниях: в твердой и жидкой фазах, как в балк-форме, так и в виде отдельных очехлованных изделий. Установка "ЦХ" размещена на основной территории РНЦ «Курчатовский институт», с ограниченным доступом персонала в здания "ЦХ" и оснащена средствами физической защиты.

### **4. Хранилище отработанного топлива в здании 116**

Хранилище ЯМ расположено в здании 116 на территории основной территории РНЦ «Курчатовский институт». Хранилище находится в эксплуатации и используется для сухого хранения отработанных ТВС (номинальное обогащение по U-235 90-96%).

### **5. Подготовка и аттестация руководителей, специалистов и других работников, занятых учетом и контролем ЯМ и РВ**

В РНЦ «Курчатовский институт» действует система подготовки, переподготовки и аттестации кадров. Для обучения персонала, занимающегося, в том числе, работами в области использования атомной энергии, в РНЦ «Курчатовский институт» организована «Автономная некоммерческая организация "Учебный научно-исследовательский центр Курчатовский институт", имеющий лицензию Департамента образования города Москвы при Правительстве Москвы № 020510 от 19 июля 2006 г. Лицензия предоставляет право проводить обучение и повышение квалификации по широкому кругу образовательных программ, применительно к различным объектам использования атомной энергии, в том числе по вопросам проектирования и эксплуатации ядерных энергетических установок, обращения с радиоактивными материалами и др.

АНО "Учебный научно-исследовательский центр Курчатовский институт" выдает свидетельства о прохождении курса обучения и справку об аттестации на соответствие квалификационным требованиям по занимаемой должности.

Специалисты службы УиК ЯМ на регулярной основе проводят организационно-методические совещания с сотрудниками Центра непосредственно занятыми учетом, контролем и хранением ЯМ и РВ.

В подразделениях РНЦ «Курчатовский институт» работами по подготовке и переподготовке кадров (научных сотрудников, ИТР и рабочих) занимаются непосредственно руководители структурных подразделений, несущие персональную ответственность за научно-производственную деятельность своих подразделений.

По вопросам проверки знаний в 2006-2007 году разработаны следующие документы и введены в действие приказами:

- Приказ от 08.11.2006 № 822 «О введении в действие «Положения о порядке проверки знаний норм и правил в области использования атомной энергии и инструкций по безопасности у должностных лиц и персонала ядерных установок и хранилищ ядерных материалов и других ядерно и радиационно опасных объектов РНЦ "Курчатовский институт"».

- Приказ от 08.11.2006 № 821 «О порядке проверки знаний норм и правил в области использования атомной энергии у членов постоянно действующих экзаменационных комиссий структурных подразделений Центра».

- Приказ от 08.11.2006 № 857 «О составе центральной экзаменационной комиссии по проверке знаний правил и норм в области использования атомной энергии».

В целях повышения квалификации сотрудников Центра непосредственно занятых в системе учета и контроля ЯМ и РВ обеспечивается обучение на курсах повышения

квалификации в УМЦУК г. Обнинск, а также регулярно организуется проведение выездных курсов на территории РНЦ «Курчатовский институт» с проведением обучения как специалистами УМЦУК, так и специалистами Службы УиК ЯМ Центра.

На основании постановления Правительства Российской Федерации от 3 марта 1997 г.

№ 240 «Об утверждении Перечня должностей работников объектов использования атомной энергии, которые должны получать разрешения Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности на право ведения работ в области использования атомной энергии» в РНЦ «Курчатовский институт» организовано и проведено получение разрешений Ростехнадзора теми работниками, которые включены в утвержденный Правительством РФ Перечень. Данные разрешения являются высшим аттестационным документом для руководителей и персонала.

В части учета и контроля ЯМ и РВ разрешение получили заместитель директора по эксплуатации ядерных установок, начальник УЭБТ и начальник службы учета и контроля ядерных материалов. ▲

## СОСТОЯНИЕ ЯРБ НА КОМПЛЕКСЕ КРИТСТЕНДОВ (ОКБМ)

*С.Г. Антипин*

*ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия*

### Структура и управление ЭО

Эксплуатирующая организация (ЭО) имеет статус открытого акционерного общества. Право полного хозяйственного ведения подтверждено в Уставе предприятия.

В перечень объектов использования атомной энергии ОАО «ОКБМ Африкантов» входят: ядерная установка – критический ядерный стенд (КС) СТ-659 (введен в эксплуатацию в 1963г), ядерная установка – критический ядерный стенд СТ-1125 (введен в эксплуатацию в 1975г.), ядерные материалы (ЯМ) – твэлы и тепловыделяющие сборки (ТВС), находящиеся согласно действующему в настоящее время Договору с ГК «Росатом» в пользовании ОАО «ОКБМ Африкантов».

КС предназначены для исследования нейтронно-физических характеристик модельных и штатных активных зон транспортных реакторных установок (РУ).

Структура ЭО определена приказом директора.

Комплекс указанных КС эксплуатируется в физической лаборатории (ФЛ) и является частью «Научно-исследовательского испытательного комплекса» (НИИК) ОАО «ОКБМ Африкантов». Состав персонала КС ОАО «ОКБМ Африкантов» определен приказом, укомплектованность КС персоналом полная.

Штатное расписание служб и структурных подразделений ОАО «ОКБМ Африкантов», обеспечивающих безопасность использования атомной энергии, укомплектовано.

Обязанности, полномочия и ответственность за организацию деятельности НИИК и комплекса критических стендов распределены в соответствии с «Организационной структурой ОАО «ОКБМ Африкантов», стандартами «Системы качества» и должностными инструкциями руководителей и работников, а также определены приказами «О назначении ответственных» за ядерную и радиационную безопасность (ЯРБ).

Надзор за деятельностью ЭО осуществляет ВМТУ по надзору за ЯРБ Ростехнадзора. ОАО «ОКБМ Африкантов» взаимодействует с Нижегородским ОНПКО.

Внутренний контроль ЯРБ осуществляется Службой ЯРБ.

### Наличие и состояние документации

Для имеющихся исследовательских ядерных установок (ИЯУ) получены лицензии Ростехнадзора ГН-03-109-1320(1321) от 30.06.04 г. на эксплуатацию соответственно СТ-1125(СТ-659) со сроком действия до 31.08.09 г.

Обращение с ЯМ при их хранении предусмотрено лицензиями на эксплуатацию КС.

Документация, регламентирующая ядерную, радиационную, техническую и др. аспекты безопасности на КС, представлена в «Перечне нормативно-технической документации, действующей на КС ФЛ».

Экспериментальные работы проводятся в соответствии с действующими принципиальными и рабочими программами, инструкциями и методиками, нормативной документацией.

Отчётная документация по обеспечению безопасности и деятельности ЭО представляется в Ростехнадзор в сроки, предусмотренные условиями действия лицензий.

#### **Контроль за обеспечением безопасности эксплуатации ИЯУ**

Периодические обследования (не реже 1 раза в год) состояния ядерной безопасности (ЯБ) эксплуатации КС ОАО «ОКБМ Африкантов» проводятся комиссией предприятия по ЯБ. Результаты работы комиссии оформляются актом, утверждаемым директором ОАО «ОКБМ Африкантов» с отражением технического состояния оборудования, систем управления и защиты (СУЗ), систем важных для безопасности, ядерной безопасности при хранении ТВС и хранилищ ЯМ на территории КС и о готовности КС к проведению экспериментов по принципиальным и рабочим программам.

Техническое обслуживание систем и оборудования КС осуществляется в соответствии с эксплуатационными инструкциями.

Функциональная проверка оборудования, СУЗ и систем контроля теплотехнических параметров КС проводится перед вводом в работу КС для выполнения конкретной рабочей программы экспериментов в соответствии с требованиями инструкции. Результаты функциональной проверки оборудования, СУЗ, систем контроля теплотехнических параметров, значений уставок отражаются в актах готовности КС к проведению экспериментов и пультовых журналах.

Эксплуатирующая организация контролирует ресурс оборудования важного для безопасности КС. В связи с истечением назначенного срока эксплуатации КС в ОКБМ развернуты и близки к окончанию работы по продлению срока службы оборудования и систем КС.

По результатам проверок внутренними комиссиями состояния безопасности эксплуатации КС разрабатываются (при необходимости) планы мероприятий по устранению выявленных нарушений. Планы утверждаются дирекцией ОАО «ОКБМ Африкантов», в них устанавливаются перечни задач, сроки их выполнения и назначаются ответственные должностные лица.

По результатам инспекций Ростехнадзора в соответствии с предписаниями и актами-предписаниями разрабатываются планы мероприятий, утверждаемые руководством ОАО «ОКБМ Африкантов», издаются приказы (распоряжения). Документы содержат перечень мероприятий с указанием ответственных за выполнение мероприятий и сроки их выполнения.

Нарушений в работе КС, учитываемых по «Положению о порядке расследования и учета нарушений в работе исследовательских ядерных установок», не было.

#### **Обеспечение качества эксплуатации и культуры безопасности на ИЯУ**

Контроль качества эксплуатации оборудования КС осуществляется в соответствии с программой обеспечения качества (ПОК (Э)) «Эксплуатация комплекса с критическими стендами СТ-659, СТ-1125».

В ЭО в соответствии с требованиями международного стандарта ИСО 9001:2000 создана, документально оформлена, внедрена и поддерживается в рабочем состоянии система качества (СК). Имеется Сертификат соответствия системы качества требованиям ИСО 9001:2000, который выдан органом по сертификации TUV CERT (Германия).

СК распространяется на всю продукцию, разрабатываемую, изготавливаемую и испытываемую ЭО, а также на все подразделения ЭО, принимающие участие в создании продукции или оказывающие влияние на ее изготовление.

В рамках СК на предприятии разработаны и введены в действие программы обеспечения качества при эксплуатации и выводе из эксплуатации ИЯУ, включающие этапы организации, подготовки и проведения экспериментальных работ, а также ПОК по учету и контролю ЯМ.

Управление СК в ЭО, в том числе проведение регулярных аудитов СК по всем видам деятельности ЭО, возлагается на Службу качества. Основным документом, определяющим деятельность в области качества всех подразделений ЭО, в том числе Службы качества, является Руководство по качеству.

Конструкторская и нормативная документация, выпускаемая в ЭО и относящаяся к ИЯУ, разрабатывается, утверждается, вводится в действие в соответствии с документами СК. Проверка документации проводится периодически при работе ежегодной комиссии по проверке состояния ЯБ, а также постоянно персоналом.

**Деятельность ЭО по формированию культуры безопасности у руководителей и персонала ИЯУ**

В ОАО «ОКБМ Африкантов» имеется положение о подготовке, аттестации и допуске руководящих работников и персонала КС к проведению ядерно - и радиационно опасных работ, имеются программы и планы обучения и аттестации работников (персонала).

Имеется бюро технического обучения с собственной учебно-методической базой. Систематически проводится переаттестация руководителей и персонала КС.

Основными формами обучения руководителей и персонала КС в ЭО являются:

- постоянно действующие курсы обучения с отрывом от производства и техническая учеба;
- централизованные специализированные курсы обучения (МИПК, ГЦИПК, УМЦУК и др.);
- стажировка персонала КС на рабочих местах и сдача квалификационного экзамена.

В соответствии с правилами ядерной безопасности КС и «Инструкцией по организации работ и ядерной безопасности на стендах критических сборок ФЛ» определен порядок обучения, стажировки и сдачи квалификационных экзаменов персоналом КС. Допуск специалиста к самостоятельной работе после сдачи им квалификационного экзамена на знание рабочего места оформляется письменным распоряжением начальника НИИК. Квалификационные экзамены персонал КС сдает один раз в год. Один раз в год соответствующие руководители и персонал КС проходят медицинский и психофизиологический осмотры.

Руководство и работники ОАО «ОКБМ Африкантов» имеют личные разрешения Ростехнадзора:

- первый заместитель директора;
- главный инженер;
- заместитель директора по безопасности и режиму;
- начальник НИИК;
- начальник и ведущие специалисты Службы ЯРБ;
- начальник Службы хранения транспортирования и контроля спецпродукции СХТК;
- начальник ФЛ и его заместитель;
- персонал, эксплуатирующий КС.

Ошибок персонала критических стендов, приведших к нарушениям в работе КС, не зафиксировано.

**Обеспечение радиационной безопасности**

ОАО «ОКБМ Африкантов» относится к III категории радиационных объектов по потенциальной опасности. Санитарно-защитная зона ограничивается территорией, где расположены стенды ФЛ. Установление зоны наблюдения не требуется.

ФЛ расположена в 3-м пролёте здания 01. Комплекс отделён от здания стеной из монолитного бетона толщиной 1,8 м. Боксы каждого КС разделены бетонными стенами толщиной до 1 м. Комплекс имеет автономную систему вентиляции с очисткой воздуха в районе выброса. Выброс воздуха производится через трубу высотой от поверхности земли 26м. Слив воды производится в дренажные баки, из которых после получения данных по пробам и их анализа вода сливается в ливневую канализацию.

Нормативно-техническая и организационно-распорядительная документация по обеспечению радиационной безопасности (РБ) имеется, оформлена в установленном порядке, согласована с региональным управлением №153 ФМБА России. Проверка знаний норм и правил по РБ и инструктаж персонала проводятся в соответствии с требованиями ОСПОРБ-99, результаты экзаменов и инструктажей вносятся в протоколы сдачи экзаменов и инструктажа.

Приказом директора ОАО «ОКБМ Африкантов» ответственным за обеспечение РБ ЭО назначен главный инженер. Ему подчинена Служба ЯРБ. Тем же приказом назначены ответственный за радиационный контроль на предприятии - начальник Службы ЯРБ и ответственные за РБ в подразделениях.

Имеются приказы и распоряжения о назначении персонала, допущенного к работе с источниками излучения, лица, ответственного за учёт и хранение источников излучения и за организацию сбора, хранение и сдачу радиоактивных отходов (РАО) в ФЛ, комиссии по инвентаризации источников ионизирующих излучений (ИИИ).



Величины контрольных уровней (КУ) при работе с ИИИ в ОАО «ОКБМ Африкантов» согласованы с главным врачом ЦГСЭН № 153. Виды, объём и периодичность радиационного контроля утверждены главным инженером ОАО «ОКБМ Африкантов», согласованы с руководителем регионального управления №153 ФМБА России.

Радиационный дозиметрический контроль в ФЛ проводится с помощью стационарной дозиметрической установки «Система 8004-01», переносными дозиметрическими приборами различных типов. Индивидуальный дозиметрический контроль персонала осуществляется приборами индивидуального контроля дозы внешнего ионизирующего излучения на базе термолюминисцентной дозиметрической установки ДВГ-02ТМ с использованием дозиметров DTU-01 и аварийными дозиметрами типа ИКС-А, «Гнейс». Установленный контрольный уровень - 10 мЗв в год. Максимальная индивидуальная эффективная доза облучения за 2008г. не превысила контрольный уровень. Аварийный запас индивидуальных средств защиты и дозиметрических приборов имеется в наличии.

Превышения установленных контрольных уровней радиационного контроля не выявлено.

Радиационная обстановка на КС соответствует требованиям НРБ-99 и проведения дополнительных мероприятий для защиты персонала не требуется.

Сбросы и выбросы в окружающую среду при работе стендов отсутствовали.

Планы мероприятий (инструкции) по защите персонала в случае аварии на КС имеются.

#### **Обращение с ЯМ и РАО.**

В ЭО РАО образуются только в виде отработавших закрытых радиационных источников (ЗРИ) с периодичностью ~1 раз в течение 5÷10 лет и утилизируются в установленном порядке.

Учет и контроль ЯМ и радиоактивных веществ в ЭО осуществляется сотрудниками СХТК, а также материально ответственными лицами (МОЛ) в соответствии с организационно-техническими документами.

Все изделия с ЯМ на ИЯУ находятся в форме учетных единиц, имеющих технологически законченную физическую форму (ТВС, твэлы). Конструкция изделий обеспечивает их целостность. Работы с изделиями с ЯМ проводятся в боксах КС под контролем руководителей работ, МОЛ, сотрудников СХТК. Хранение изделий с ЯМ осуществляется в специально оборудованных шкафах-хранилищах.

Отчеты об изменении инвентарного количества ЯМ ежеквартально направляются в СКЦ и Департамент ЯМ. Годовые отчеты по списку наличного количества ЯМ направляются СКЦ и Департамент ЯМ. Описи специального сырья и делящихся материалов направляются в Департамент ЯМ. Квартальные отчеты о движении ЯМ также направляются в Департамент ЯМ. В федеральную информационную систему направляется оперативная и годовая информация о движении в ЭО ЗРИ и РАО.

Организация аварийной готовности и управления авариями на ИЯУ.

Подготовка работников ЭО в области защиты от чрезвычайных ситуаций осуществляется согласно утвержденному плану, проводятся ежегодные противоаварийные тренировки и учения.

#### **Заключение**

Нарушений в работе КС не было.

Ошибок персонала КС не зафиксировано.

Превышения установленных КУ радиационного контроля не выявлено.

Сбросы и выбросы в окружающую среду отсутствовали.

ОАО «ОКБМ Африкантов», как эксплуатирующая организация, соблюдала требования правовых нормативных актов в области использования атомной энергии, требования федеральных норм и правил и других нормативных документов по обеспечению безопасности исследовательских ядерных установок (ИЯУ), а также условий действия лицензий на виды деятельности в области использования атомной энергии, выданных Ростехнадзором.

Состояние ядерной и радиационной безопасности, учёта и контроля ядерных материалов на комплексе с критическими ядерными стендами ОАО «ОКБМ Африкантов» оценивается как удовлетворительное. ▲

**РЕЖИМЫ РАБОТЫ ИМПУЛЬСНЫХ РЕАКТОРОВ «БАРС»,  
БЕЗОПАСНОСТЬ И ЧЕЛОВЕЧЕСКИЙ ФАКТОР**

*Н.Н. Ненадышин, Т.А. Пискурева*

*ФГУП «Научно-исследовательский институт приборов», г. Лыткарино*

Особенностью эксплуатации аperiodических импульсных реакторов, в том числе и реактора БАРС-4, является то, что физические процессы энерговыделения после ввода реактивности выше ВКС ( $\rho > \beta$ ) являются неуправляемыми и первоначальное гашение мощности определяется только конструкцией АЗ реактора. При этом определяющим является величина введённой (реализованной) реактивности.

Реализовать введение заданной реактивности выше ВКС можно двумя принципиально разными способами: с традиционного режима «ожидания» или с режима «мощности».

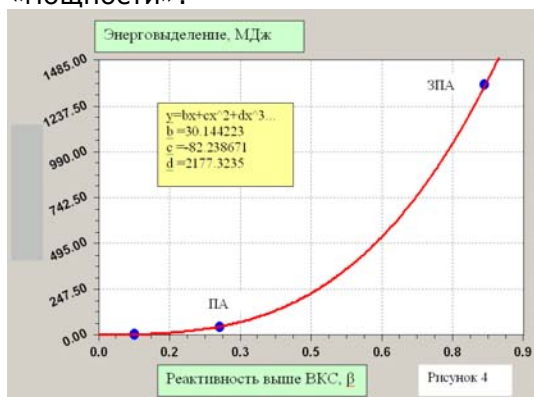


Рис.1. Энерговыделение в режиме «ожидания»

Режим «ожидания» характеризуется «слабым» внутренним источником нейтронов в момент перехода через ВКС. Величина  $S_B/l$  при этом существенно меньше единицы ( $S_B$  – величина внутреннего источника нейтронов,  $l$  – время жизни мгновенных нейтронов) и момент начала развития импульса (теплового самогашения) будет определяться вероятностными процессами. При этом способе не требуется высокой скорости ввода реактивности и величина заданной реактивности, как правило, равняется величине реализованной реактивности (при некоторой вероятности самоинициирования импульса до ввода полной заданной реактивности).

При «сильном» источнике, для которого выполняется условие  $S_B/l >> 1$ , обеспечивается 100% вероятность инициирования устойчивой цепи делений. Введенная реактивность при выбранной величине  $S_B$  определяется скоростью ввода реактивности и записывается выражением

$$\Delta \rho_{max} \sim \sqrt{\frac{\partial \rho}{\partial t} * \frac{1}{S_B}} \quad (1)$$

Вводимая и введенная (реализованная) реактивность при этом режиме «с мощно-сти» могут существенно отличаться. Требования к скорости ввода реактивности для получения заданного энерговыделения в этом режиме резко возрастают.

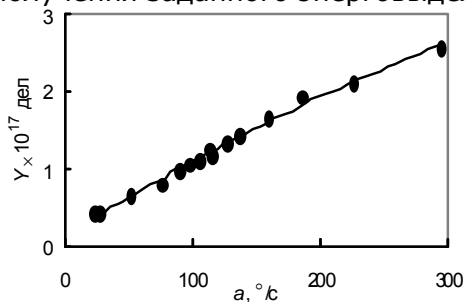


Рис. 2. Зависимость энерговыделения от скорости ввода реактивности

В режиме «ожидания» имеется потенциальная возможность случайного (из за смещения экспериментальных образцов) или целенаправленного (в результате противоправных действий) ввода существенно большей реактивности, которая будет полностью реализована в одном импульсе и приведет к большому энерговыделению в проектной (ПА) или в запроектной (ЗПА) аварии (рис. 1).

При режиме «с мощно-сти» величина энерговыделения, в основном, зависит от скорости ввода реактивности (рис. 2).

При генерации импульса в этом режиме можно вводить требуемую реактивность с небольшим запасом (до 0,02-0,05β), который нейтрализует возможные погрешности в калибровке, в определении состояния мгновенной критичности, в нахождении стартовой реактивности и т.д.

Режим «ожидания» используется на реакторе БАРС-4, эксплуатирующемся в ФГУП «НИИП» с 1980 года. Произведено более 3300 импульсов энерговыделения без нарушения условий нормальной эксплуатации.

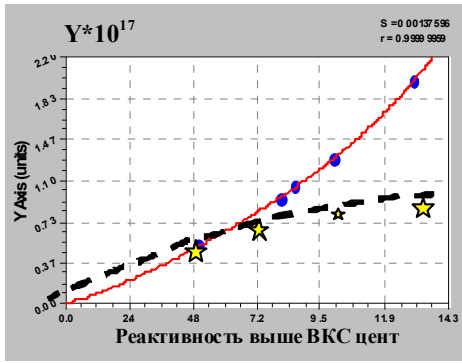


Рис. 3. Зависимость энерговыделения от введённой реактивности

Зависимость энерговыделения от введенной реактивности на реакторе БАРС-4 приведена на рис. 3.

Нижняя кривая относится к режиму, когда штатный источник нейтронов АЗ<sub>2</sub> на время импульса не опускался в защиту, то есть имитировался режим «с мощности». Как видно, энерговыделение в импульсе в этом случае ограничено величиной  $\sim 0,7 \cdot 10^{17}$  делений.

Реакторы БАРС-5 (РФЯЦ-ВНИИТФ) и БАРС-6 (ГНЦ ФЭИ) эксплуатируются только в режиме «мощность».

Более подробно преимущества и недостатки режимов получения импульсов «с ожидания» и «с мощности» рассмотрены в работах [1,2,3,4].

Исторически, компромисс иметь нейтроны только в нужный момент, в нужном месте и в нужном количестве хорошо прослеживался при первых испытаниях ядерного оружия [5]. Только убрав из центра заряда изотопный источник нейтронов, который «срабатывал» не в оптимальное время и, применив независимый внешний импульсный источник нейтронов, была достигнута (в нашем рассматриваемом случае) заданная введенная реактивность.

По мере уменьшения величины внутреннего источника нейтронов режим "Мощность" будет все в большей степени приближаться к режиму "Ожидание", со всеми присущими ему недостатками, и может стать даже более опасным за счет высокой скорости ввода реактивности [3].

При выборе режима работы импульсного реактора типа «БАРС» необходим компромисс.

Рассмотрим возможные режимы эксплуатации реактора БАРС-4 (табл. 1).

Таблица 1

№ п/п	Режим эксплуатации	Преимущества	Недостатки
1.	АЗ1+АЗ2 L=0,5м с «ожидания» (существующий)	Методики отработаны. Режим аттестован. ЦК1 и ЦК2 свободны.	Нет запаса реактивности. В ЦК1 помещен образец из полиэтилена для компенсации реактивности.
2.	АЗ1+АЗ2 L=0,33 м с «ожидания»	Остается запас реактивности. Образец из п/э из ЦК1 можно будет убирать. ЦК1 и ЦК2 свободны. Вблизи АЗ1-АЗ2 флюенс увеличится.	Необходима метрологическая аттестация режима. Пространство между АЗ для испытаний блоков РЭА исключается.
3.	Одной АЗ1 с «ожидания»	АЗ приводится в штатное проектное состояние (РБ из U). Все элементы АЗ «перекрыты». Убирается процедура определения и выравнивания «перекоса» потоков по АЗ. ЦК свободен. Остается запас ТВЭ.	Исключаются все преимущества двухзонного реактора.
4.	АЗ1+АЗ2 L=0,33м с «мощности». МУР в ЦК2.	Более безопасный режим. Исключение проектных аварий с разрушением АЗ. Не нужен ИНИ для инициирования импульса.	ЦК2 исключается для испытаний. $Y < 1,0 \cdot 10^{17}$ дел. Запроектная авария (тер. акт) возрастает в 100 раз.
5.	Одной АЗ1 с «мощности»	Более безопасный режим. Исключение проектных аварий с разрушением АЗ. Запас ТВЭ.	ЦК исключается для испытаний. Снижение экспериментальных возможностей установки.

Перед выбором режима работы целесообразно провести вероятностный анализ безопасности (ВАБ) ИЯУ.

Оценка масштабов максимальной проектной и запроектной аварии реактора, в общем случае, сводится к построению моделей вероятных ситуаций, приводящих к энерговыделению свыше предельного допустимого значения, рекомендованного предприятием-разработчиком, оценке их вероятности и выделению среди них той

аварии, вероятностью которой нельзя пренебречь в соответствии с принятыми критериями.

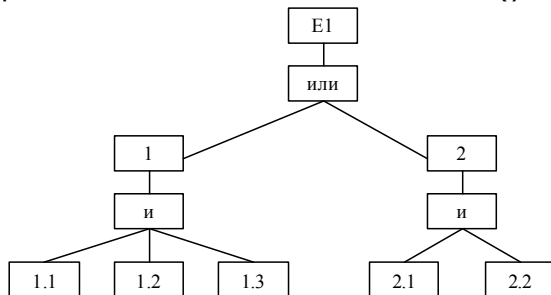
В [6] приводится подробный анализ схем основных элементов реактора, связанных с ним механизмов и системы организационно-технических мер обеспечения безопасности эксплуатации реактора с целью выявления совокупности отказов оборудования и ошибок персонала - моделей аварийных ситуаций, приводящих к повышенному энерговыделению, с построением "деревьев отказов".

Вероятность отказов отдельных элементов реактора ( $P_k$ ) приведена в табл. 2. За основу взят опыт эксплуатации импульсных реакторов БАРС-2, БАРС-3 и БАРС-4, надежности элементов системы принятых мер безопасности, а также надежности человека [7,8].

Таблица 2

№ п/п	Отказ или неисправность	Вероятность
1	Отказ каналов измерителя периода разгона	$8,10^{-4}$
2	Отказ указателя положения ОРР	$6,10^{-4}$
3	Отказ электропневматического клапана	$7,10^{-4}$
4	Отказ реле	$2,10^{-5}$
5	Отказ концевого выключателя	$2,10^{-4}$
6	Заклинивание импульсного стержня (ИС)	$4,10^{-3}$
7	Заклинивание блока безопасности (ББ)	$4,10^{-4}$
8	Отказ системы видеонаблюдения (ПТУ)	$5,10^{-3}$
9	Отказ переговорной системы (ПС)	$3,10^{-3}$
10	Ошибка (невнимательность) персонала	$1,10^{-3}$

Рассмотрим «дерево отказов» для моделей самых тяжелых проектных и запроектных аварий, связанных с самопроизвольным перемещением экспериментальных образцов или связанных с ошибками (умышленными действиями) персонала.



Событие 1. Может быть из-за нарушения порядка взаимодействия с заказчиком (1.1,  $P_1$ ) И ошибки лица, утверждающего программу испытаний (1.2,  $P_1$ ) И ошибки производителя работ, не обеспечившего неизменность положения (состояния) экспериментального образца (1.3,  $P_1$ ).

Событие 2. Может быть из-за небрежного крепления образцов (экспериментатором) (2.1,  $P_1$ ) И отсутствия контроля со стороны производителя работ (оператора) (2.2,  $P_1$ ).

Заметим, что все составляющие ( $P_1$ ) такой модели связаны исключительно с «человеческим фактором» и не связаны с конструкцией реактора, а сам человек «наиболее слабое звено» в системе организационно-технических мероприятий по обеспечению безопасности установки.

Тогда:  $P(E_1) = N [(P_1)^3 + (P_1)^2]$ , где N-количество импульсов в год.

Вероятность этого события составляет величину  $\sim 10^{-4}$  год<sup>-1</sup> и определяется событием 2.

Зададимся вопросом, а уменьшит ли вероятность события 2 введение еще одного «квадратика 2.3», т.е. введения контроля третьим лицом-администратором? Нужен ли «третий пилот в кабине самолета», или нужна общая культура безопасности?

Принято считать, что ошибка решения персонала - проектная авария, а ошибка действия персонала - запроектная авария. А так ли всё на самом деле?

По анализу причин аварий (данные МАГАТЭ) более 40% серьезных аварий на атомных объектах были вызваны или усложнены ошибками людей.

При этом, соотношение видов неправильных действий персонала российских АЭС за период январь 1999 - март 2000 составило:

- неосознанные нарушения - 47 %;
- ошибка по незнанию - 21 %;
- осознанное нарушение - 32 %.

Несколько лучше по данным [9] выглядит статистика нарушений персонала на исследовательских реакторах России. Нарушения по вине персонала за 2004-2008 годы составляют менее 10% от общего количества нарушений.

Правда, если отбросить нарушения в работе по отказам в цепях внешнего электроснабжения, то статистика ухудшится в 3 раза.

Хочется отметить, что в 2008 году нарушения на ИЯУ по вине персонала (категория П06) вообще отсутствовали.

Сама категория П06 (снижение мощности ИЯУ или ее остановка, вызванные ошибками работников (персонала) для импульсных ИЯУ вообще не применима, так как сброс АЗ и снижение мощности являются необходимыми штатными операциями.

Важным дополнительным фактом является то, что вероятность ошибки персонала значительно возрастает по ходу аварии или при наличии аварийной ситуации.

Есть четыре правила, которые должны запомнить руководители всех уровней и персонал [10]:

1. Знать свою работу, свои функции и ответственность;
2. Быть все время в рабочем состоянии (не расслабляться);
3. Работать официально;
4. Если вы допустили ошибку, доложите о ней.

Самостоятельный доклад о допущенной ошибке является свидетельством чрезвычайно ответственного отношения к безопасности на предприятии и является наилучшим способом обращения с честными ошибками. Ошибка имеет меньше шансов на серьезные проблемы, если о ней будет немедленно доложено и предприняты корректирующие меры. В дальнейшем доклад о совершенной ошибке будет вашей привилегией.

Однако, как свидетельствует практика, менталитет российского персонала направлен на немедленное исправление допущенной ошибки, не задумываясь о последствиях. Самый горький пример – Чернобыль.

Анализ Чернобыльской катастрофы привел к пересмотру отношения к вопросам безопасности во всем мире. По оценкам экспертов МАГАТЭ причиной аварии явилась низкая культура безопасности, которая среди всевозможных факторов риска выделяет как важнейший - человеческий фактор и, прежде всего, квалификационную и психологическую подготовленность для работы на ядерных объектах и установках.

Не было таких аварий, которые были бы вызваны лишь единственной ошибкой. Для каждой аварии имелось много причин. Заслуживает внимания также и то, что отказ оборудования или его неправильное функционирование было при всех авариях фактором либо незначительным, либо не вносящим вообще никакого вклада.

При этом качественное выполнение работ не может быть обеспечено только надзором и контролем.

Задача руководства объекта в связи с этим заключается в том, чтобы создать такую рабочую атмосферу в коллективе, в которой было бы естественным выявление различных недоработок, упущений, оплошностей, в том числе и проектных или технологических, или регламентных, а не сокрытие их. Безопасность ЯО может стать общим делом коллектива только в такой рабочей обстановке.

Принято считать, что культура безопасности – это единство ценностных ориентиров у персонала ядерного предприятия, наличие у него высокой квалификации и опыта, строгое выполнение всех правил и процедур при работе на ядерных установках. Культура безопасности – неосозаемая категория. Вместе с тем, пути её формирования на объекте вполне конкретные. Это, прежде всего, подбор и отбор персонала, обучение и повышение квалификации, стимулирование хороших работников, учёт мотивации персонала, анализ всех имеющих место нарушений для повышения качества работы [11].

Важнейшим фактором при выполнении опасных работ является мотивация персонала. Бесспорно, что готовность и желание человека выполнять свою работу являются ключевыми факторами эффективной и безопасной работы. При этом, мотивация

основывается на удовлетворении своих потребностей и осуществляется путём вознаграждения за потраченные усилия.

Создание условий, чтобы культура безопасности стала осознанной необходимостью и внутренней потребностью персонала, вопросы воспитания этих качеств, вопросы организации комплексного воздействия на людей в целях развития качеств личности, направленных на обеспечение собственной безопасности, безопасности окружающей среды, общества и государства, формирования физической и психологической устойчивости в условиях воздействия неблагоприятных факторов, учёт мотивации – задача первостепенной важности для всех ядерных предприятий.

Если персонал ЯО будет обладать такими качествами и руководство будет способствовать их развитию – тогда не возникнет вопрос – нужен ли третий «пилот», – каждый на своем рабочем месте будет готов к принятию единственного правильного решения.

Относительно реактора БАРС-4 хочется сказать, что в 2010 году, согласно правилам Ростехнадзора НП-024-2000, истекает 30-летний ресурс его работы.

Реактор востребован Государственным Заказчиком и ресурс реактора может быть продлен.

Выбор безопасного режима работы реактора БАРС-4 в будущем будет определен рабочей комиссией с учетом мнения предприятия-разработчика ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ».

Хочется отметить, что реальная безопасность при эксплуатации импульсных реакторов типа «БАРС» подтверждена многолетним опытом безаварийной работы. На реакторах БАРС-1,2,3,3М,4,5,6 получено свыше 10000 импульсов без нарушений условий нормальной эксплуатации.

Потенциальная опасность аварии таких реакторов, конечно, существует.

Для режима «ожидание» просчитаны практически все мыслимые варианты развития аварии [1,2]. При этом реакторный зал ИЯУ БАРС-4 остаётся целым и радиационная обстановка за пределами санитарно-защитной зоны не превысит уровней, установленных НРБ-99.

Для режима «с мощности» (если задаться этим умышленно) последствия возможной аварии (теракта) могут возрасти в сотни раз [2,4] до катастрофических размеров.

В заключении, подводя итог сказанному, необходимо отметить, что для большей безопасности реактора следует рассмотреть возможность создания «неуничтожимого» или «не извлекаемого» внутреннего источника нейтронов достаточной мощности, желательно не увеличивая дозовую нагрузку на персонал.

Самый надежный способ – это при изготовлении топливных элементов «подмешать» в расплав изотоп (или комбинацию изотопов), дающий постоянный нейтронный фон, и тогда ни персоналу (внутреннему нарушителю), ни даже самому изощренному террористу взорвать такое устройство просто не удастся.

#### **Литература.**

1. Н.Н. Ненадышин. «Проблемы эксплуатации и безопасности импульсного реактора БАРС-4». Доклад на IV международной конференции «Проблемы лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы». Обнинск, 2007.
2. Леваков Б.Г., Лукин А.В., Магда Э.П. и др. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ. г. Снежинск, 2002г.
3. Снопков А.А., Марков В.Н., Горин Н.В. «Повышение внутренней защищенности импульсного реактора против ошибочных или противоправных действий». «Атомная энергия». 2005г.
4. Снопков А.А., Горин Н.В. – Экспериментальная отработка на ИЯР типа «БАРС» режима генерирования импульсов делений «Мощность». «Доклад на III международной конференции «Проблемы лазеров с ядерной накачкой и импульсные реакторы». Снежинск. 16-20 сентября 2002.
5. И.А. Андрушин и др. «Укрощение ядра. Страницы истории ядерного оружия и ядерной инфраструктуры СССР». Саров, 2003.
6. Отчет по обоснованию безопасности ИЯУ БАРС-4. 4-я редакция. ФГУП «НИИП», 2008г.
7. Антонов А.В. и др. Расчет надежности системы управления и защиты реакторного узла "макета". ОИАТЭ, НТО "Прометей" N101/92,1992г.

8. Петрин С.В. и др. Оценка масштабов последствий ядерных аварий для реакторов БАРС-2, БАРС-3, БАРС-4. ВНИИТФ, НИИП, ВНИИЭФ, N3/1436, 1988г.
9. Информационный бюллетень «О нарушениях в работе исследовательских ядерных установок России в 2008 году». ОАО «ГНЦ НИИАР», 2009г.
10. К.К. Душутин. «Значение человеческого фактора при обращении с ядерными материалами». МИПК, курс «Культура безопасности», 2008.
11. Пискурева Т.А. «Человеческий фактор и его роль в долгосрочном обеспечении работоспособности системы учета, контроля и физической защиты ядерных материалов», журнал «Ядерное общество», 2007 г. ▲

## СОСТОЯНИЕ И ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВВ-2М

*Богорятских Т.В., Мелешко А.В., Сулимов Е.М., Уваров В.И.  
ИРМ, г. Заречный, Свердловская область*

### Основные этапы эксплуатации реактора ИВВ-2М.

Реконструкция реактора 1974-1982гг.:

- Трубчатые ТВС типа ИВВ-2М с металлокерамическим топливом
- Замена теплообменника
- Новый насос 1-го контура
- Модернизация СУЗ

Эксплуатация ИЯУ ИВВ-2М на мощности до 20 МВт.



Реакторный корпус



Вид реактора со стороны физзала



Реакторный корпус



Пульт управления

1996-2006 гг. - работы по продлению срока эксплуатации ИЯУ ИВВ-2М.  
Разрешение на эксплуатацию до 2025 г.

**Основные характеристики ИЯУ ИВВ-2М при работе на мощности 15 МВт.**

Параметр	Значение
Тепловая мощность реактора (паспортная), МВт	15
Теплоноситель 1 контура	Химобессоленная вода
Расход теплоносителя в 1 контуре, м <sup>3</sup> /ч	1200
Расход теплоносителя через ТВС, м <sup>3</sup> /ч	19
Перепад давления теплоносителя на активной зоне, МПа	до 0,05
Скорость теплоносителя в зазорах между твэлами, м/с	4,1
Давление теплоносителя на входе в активную зону, МПа	0,16
Температура теплоносителя на входе в активную зону, °С	40
Подогрев теплоносителя в активной зоне, °С	до 28
Поверхность теплосъема активной зоны из 36 ТВС, м <sup>2</sup>	28,7
Высота активной зоны, мм	500
Максимальная мощность ТВС, МВт	0,54
Максимальный тепловой поток с поверхности твэла, МВт/м <sup>2</sup>	1,0
Максимальная температура оболочки твэла, °С	94
Поверхность теплосъема в теплообменнике, м <sup>2</sup> :	356,3
Мощность теплообменника, МВт	20
Максимальная плотность потока нейтронов, 1/(см <sup>2</sup> с):	
- тепловых	5*10 E+14
- быстрых (E > 0.1 МэВ)	2*10 E+14
Количество рабочих органов СУЗ:	
- аварийной защиты, шт	3
- системы автоматического регулирования, шт	1
- компенсирующих, групп	6

В 2008 году исследовательский реактор ИВВ-2М проработал 4218 часов на мощностных режимах (Кисп. = 0,381). без нарушений

**Безопасность ИЯУ**

Технические мероприятия, направленные на повышение безопасности эксплуатации ИЯУ ИВВ-2М (2007-2008 гг.):

- Теплоноситель 1-го контура реактора приведен в соответствие с требованиями ОСТ-95.10134-91
- Изготовлены пены для герметизации ТВС и проведена герметизация четырех сборок
- Введена в эксплуатацию технологическая система непрерывного контроля активности 1-го контура
- Введена в эксплуатацию система видеонаблюдения
- Проведена отмычка ТВС и элементов активной зоны по специальной методике, как средство удаления свободного урана из теплоносителя

Дополнительные мероприятия по повышению безопасности ИЯУ ИВВ-2М:

- Саншлюзы для контролируемого входа в физзал
- Общая программа обеспечения качества ИЯУ
- Резервный пульт управления
- Руководство по эксплуатации ИЯУ

**Плановые работы**

Проведенные мероприятия позволили с середины 2008 года начать эксплуатацию ИЯУ ИВВ-2М для выполнения производственного плана предприятия:

- Облучение экспериментальных каналов по госзаказу
- Международный контракт с ЮАР
- Изотопная продукция ▲

(По материалам презентации)



## ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ СО-2М ОАО «ВНИИХТ»

Авторы: В.В. Шаталов, В.В. Кудрявцев,  
А.П. Матюшин, В.П. Скопин, Г.Ю. Петренко  
Открытое акционерное общество  
«Ведущий научно-исследовательский институт химической технологии»  
(ОАО «ВНИИХТ») г. Москва, России

Технический проект исследовательской ядерной установки с подкритическим стендом СО-2М разработан на основании тематического плана «НИКИЭТ» и в соответствии с договором № 1510 от 24.03.1971 г.

Установка СО-2М предназначена для нейтронной активации и радиометрического контроля урановых и других руд при обогащении сырья, а также для нейтронно-активационного анализа различных проб и материалов.

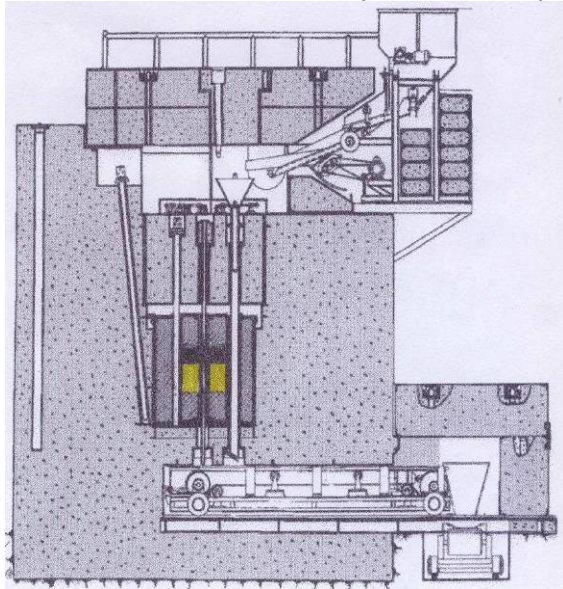


Рис. 1. Технологическая схема ИЯУ СО-2М

Место расположение установки – промплощадка ОАО «ВНИИХТ».

Проект ИЯУ СО-2М выполнен для подкритического режима работы ПКС ( $K_{эфф}=0,996$ ), но с учётом возможности перевода в реакторный режим без существенных конструктивных изменений. Подкритический стенд оборудован типовой системой СУЗ ядерных реакторов.

Физический пуск ПКС осуществлен 24.06.1975 г., а ввод в эксплуатацию ИЯУ СО-2М – 18.08.1976 г.

Технологическая схема ИЯУ СО-2М представлена на рис. 1; упрощённая конструктивная схема активной зоны ПКС – на рис. 2, основные характеристики подкритического стенда и его активной зоны приведены в табл. 1.

С 1 февраля 1995 года исследовательские работы на установке прекращены по

ряду объективных и субъективных причин:

- повышенные требования к технической документации и оборудованию в новых нормативных документах в области использования атомной энергии;
- физическое и моральное старение оборудования СУЗ;
- значительное падение плотности потока тепловых нейтронов в экспериментальных каналах вследствие радиационного разрушения полиэтиленового замедлителя и выхода водорода (~70 л в год), а также относительно быстрого распада ( $T_{1/2}=2,64$  года) дорогостоящего изотопа Cf-252, используемого в качестве внешнего источника нейтронов;
- свёртывание работ по нейтронно-активационному анализу.

Опытно-промышленная нейтронно-активационная исследовательская ядерная установка СО-2М эксплуатировалась на номинальной мощности с 1976 по 1995 гг. и внесла значительный вклад в комплексное решение сырьевых и технологических проблем института. Исчерпав свой топливный ресурс, ресурс внешних нейтронных источников и аппаратуры СУЗ, установка требовала значительных финансовых затрат на модернизацию. Руководством эксплуатирующей организации (ОАО «ВНИИХТ») было принято решение о выводе из эксплуатации ИЯУ СО-2М.

На основании Разрешения УАНТ от 03.12.2004г. № 19/648 получена Лицензия (рег.номер ЦО-03-110-2745 от 30.06.2005г.) на право эксплуатации подкритического стенда СО-2М в режиме «окончательного останова». Из возможных вариантов вывода из эксплуатации ИЯУ СО-2М (демонтаж, безопасное хранение, повторное использование и герметизация) эксплуатирующей организацией был выбран демонтаж. Демонтаж не предусматривает выдержки времени для естественного снижения уровня радиоактивности перед началом проведения работ по выводу ИЯУ из эксплуатации и

имеет целью достичь состояния пригодности строительных конструкций, производственных помещений, лабораторного и технологического оборудования для выполнения других задач.

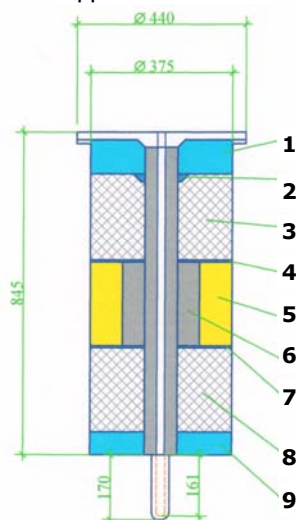


Рис. 2. Упрощенная конструктивная схема активной зоны ПКС СО-2М

- 1 - дополнительный отражатель из полиэтилена  $h=90$ мм;  
 2 - полиэтиленовая конусообразная вставка;  
 3 - верхний торцевой графитовый отражатель,  $h=230$ мм;  
 4 - полиэтилен  $h=5$ мм; 5 - ТВЭЛы  $h=205$ мм;  
 6 - графитовые втулка и кольца; 7 - полиэтилен  $h=5$ мм;  
 8 - нижний торцевой графитовый отражатель,  $h=225$ мм;  
 9 - полиэтилен  $h=60$ мм

Основные характеристики подкритического стенда СО-2М

Таблица 1

Характеристика	Значение
Тип подкритической сборки	Подкритический нейтронный размножитель с твёрдогомогенной активной зоной
Топливо	UO <sub>2</sub> , диспергированная в полиэтилен
Количество рабочих элементов (РЭ), шт.	34
Рабочая загрузка по урану-235, г.	1047,38
Обогащение по урану-235, %	36
Размеры активной зоны, диаметр x высота, мм	370x205
Количество рабочих органов аварийной защиты и ручного регулирования: АЗ, шт. РР, шт.	3 1
$K_{эфф}$ с выведенными стержнями СУЗ	0,996
Материал поглотителя	кадмий
Отражатель	графит, полиэтилен
Замедлитель	полиэтилен
Тип и интенсивность внешнего источника нейтронов, нейтр/с	Изотоп калифорния-252 $\sim 10^{10}$
Температура активной зоны, °С	от + 10 до + 50
Диаметр экспериментальных устройств, мм ВЭК-1 ВЭК-2 РК	53 65 100
Рабочее значение плотности потока тепловых нейтронов в экспериментальных каналах, н./см <sup>2</sup> ·с	$1 \cdot 10^8$
Предельное значение флюенса, н./см <sup>2</sup>	$10^{16}$
Размеры (с биологической защитой): диаметр, мм высота, мм	3200 3900

Для реализации этого варианта необходимо проведение подготовительной стадии вывода из эксплуатации ИЯУ СО-2М, эксплуатируемой в режиме «окончательного останова»:

- подготовка технической и разрешительной документации для проведения безопасной выгрузки из активной зоны внешних нейтронных источников, выгрузка внешних нейтронных источников;
- проведение радиационного обследования корпуса активной зоны подкритического стенда с облучённым ядерным топливом (ОЯТ);
- определение активности облучённого ядерного топлива путем измерения спектров предполагаемых продуктов деления с целью уточнения расчётных данных;
- проведение комплексного инженерного и радиационного обследования ИЯУ СО-2М, эксплуатируемой в режиме «окончательного останова»;
- выбор транспортного упаковочного комплекта (ТУК), наиболее подходящего для транспортировки активной зоны ПКС СО-2М по емкости и защитным свойствам;
- проведение расчётно-экспериментального обоснования радиационной и ядерной безопасности работ по демонтажу, перегрузке в ТУК 69/1 и транспортировке ОЯТ активной зоны подкритического стенда на специализированное предприятие с целью ее разборки на ядерно-безопасные фрагменты и переработки;
- разработка сертификата-разрешения на конструкцию упаковки ТУК-69/1 для транспортирования активной зоны ПКС СО-2М с обоснованием прочности и расчетом тепловых режимов при перевозке. Получение экспертного заключения на разработку сертификата-разрешения;
- выполнение Проекта производства работ (ППР) на демонтаж активной зоны подкритического стенда СО-2М;
- получение заключения по ядерной безопасности транспортирования активной зоны подкритического стенда СО-2М в ТУК-69/1, утверждённое Департаментом ядерной и радиационной безопасности, организации лицензионной и разрешительной деятельности;
- разработка и согласование с Департаментом обращения с ОЯТ и РАО и вывода из эксплуатации ядерных и радиационно-опасных объектов «Принципиальной программы вывода из эксплуатации ИЯУ СО-2М».

Выбор направления работ по реализации Принципиальной программы определяется оптимальным соотношением технических, экономических, социальных, экологических и временных факторов. При реализации выбранного направления каждый этап представляет собой законченную научно-исследовательскую работу, техническую или технологическую операцию.

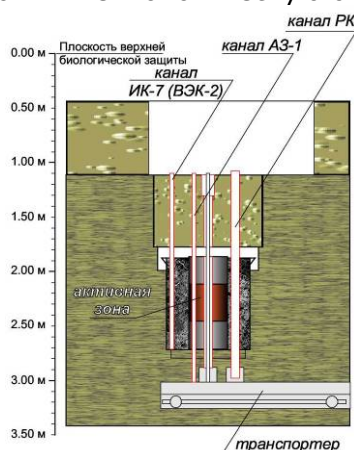


Рис. 3. Координатная ось точек измерений МЭД по высоте вертикальных каналов. Верхняя биологическая защита во время измерений была удалена

Работы по предварительному радиационному обследованию активной зоны предшествовали одной из начальных операций – выгрузки внешних источников нейтронов. Поток нейтронов двух внешних источников изотопа Cf-252 на день выгрузки составил соответственно  $1,0 \cdot 10^8$  нейтр/с и  $2,5 \cdot 10^7$  нейтр/с. Подкритичность ПКС СО-2М при всех введённых стержнях составила 5,4%, а при введённых дополнительных кадмиевых поглотителях в каналы РК, ВЭК-1 и ВЭК-2 – 5,9%. Работы по выгрузке внешних нейтронных источников проводились по Техническому решению, согласованному с Главным конструктором предприятия-разработчика ИЯУ СО-2М, и по утверждённой Программе с оформлением Акта выгрузки.

Комплексное инженерное и радиационное обследование ПКС СО-2М после выгрузки внешних источников нейтронов показало изменение радиационной обстановки в районе активной зоны.

На первом этапе работы были проведены измерения мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения по высоте каналов РК, ВЭК-2 и АЗ-1. Координаты точек

положения датчика отмерялись от верхней поверхности съёмных блоков биологической защиты. Шкала координат точек показана на рис. 3

Измерения в каналах РК и ВЭК-2 проводились двумя дозиметрами, причем измерения дозиметром МКС-14ЭЦ (диаметр датчика 45 мм) проводились приблизительно по оси каналов, а измерение дозиметром МКС-21П (диаметр датчика 20 мм) проводилось дважды: вплотную к стенке канала, обращённой к активной зоне и вплотную к противоположной стенке. Измерение в канале АЗ-1 проводились только дозиметром МКС-21П, так как диаметр канала равен 26 мм. Полученные результаты приведены в табл. 2. В графическом виде результаты измерений представлены на рис. 4.

Таблица 2 - МЭД гамма-излучения по высоте каналов РК, ВЭК-2 и АЗ-1 (мкЗв/ч)

Каналы	Канал РК			Канал ВЭК-2			Канал АЗ-1
	МКС-14ЭЦ	МКС-21П к зоне	МКС-21П от зоны	МКС-14ЭЦ	МКС-21П к зоне	МКС-21П от зоны	
1,1	0,2			0,1			
1,3	0,2			0,1			
1,5	0,5			0,2			
1,6	1,0			0,2			
1,7	4,0			0,8			1,4
1,8	8,0			3,4			6,3
1,9	19	9,8	14	6,1			14
2,0	49	21	35	15			47
2,1	120	84	100	44			170
2,15	180	150	140	60			340
2,2	260	290	210	86			770
2,25	320	470	280	100			1710
2,3	390	570	310	120			2340
2,35	390	650*	320	120	127	91	2360*
2,4	350	510	290	110			1750
2,45	250	360	230	90			700
2,5	180	220	160	64			310
2,55	120	130	100				150
2,6	75						84
2,65	53						
2,7	40						
2,75	34						
2,8	31						
2,85	24						
2,9	19						
2,95	14						
3,0	10						
3,05	7,9						
3,1	6,7						
3,15	5,1						
3,2	5,0						

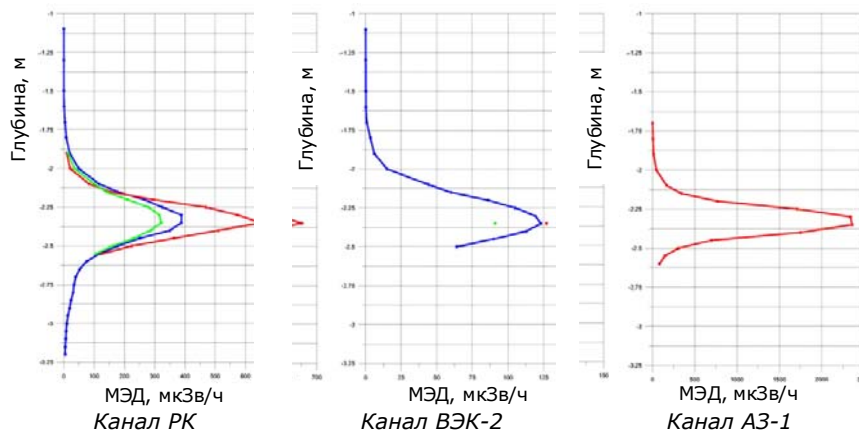


Рис. 4. Распределения МЭД гамма-излучения, измеренные в каналах РК, ВЭК-2 и АЗ-1  
**синий** - МКС-14ЭЦ, измерения вдоль оси каналов;  
**красный** - МКС-21П, измерения вдоль стенки канала, обращённой к активной зоне;  
**зеленый** - МКС-21П, измерения вдоль стенки канала, обращённой от активной зоны.

Из табл. 2 и рис. 4 видно, что:

- максимальные значения МЭД имеют место напротив центра активной зоны и составляют 650 мкЗв/ч в канале РК, и 2360 мкЗв/ч в канале АЗ-1;
- имеет место значительный градиент МЭД по радиусу каналов РК и ВЭК-2.

На втором этапе с помощью прибора МКС-21П в каналах РК и АЗ-1 проведены измерения гамма-спектров на уровне центра активной зоны. Эти точки отмечены в табл. 2. Полученные амплитудные распределения приведены на рис. 5 и 6. Из них видно, что уровни гамма-излучения в активной зоне и у ее поверхности полностью обусловлены излучением Cs-137 ( $E=0,661$  кэВ).

Поверочные расчёты для оценки радиоактивности ОЯТ активной зоны ПКС СО-2М, исходными данными для которых явились результаты радиационного обследования, выполненного после удаления внешних нейтронных источников, позволяют сделать следующие выводы:

- активность продуктов деления в активной зоне ПКС на 96% определяется цезием-137 и стронцием-90, причём их активности примерно равны  $7,2 \cdot 10^8$  Бк и  $6,6 \cdot 10^8$  Бк соответственно. Вносят свою долю в активность такие элементы как уран-235 ( $8,4 \cdot 10^7$  Бк), уран-238 ( $2,3 \cdot 10^7$  Бк);
- полная активность продуктов деления в активной зоне, равная 1,43 ГБк, обусловлена энерговыработкой ПКС, равной 10,2 кВт·сут. С точки зрения накопления Cs-137 и Sr-90 (период полураспада 30 лет) это эквивалентно тому, что стэнд в течении 20 лет непрерывно работал на мощности 1,4 Вт.

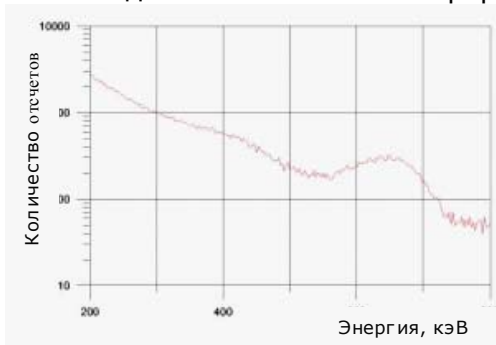


Рис. 5. Амплитудное распределение гамма-излучения, измеренное в канале РК на уровне центра АЗ (отм. - 2,35 м)

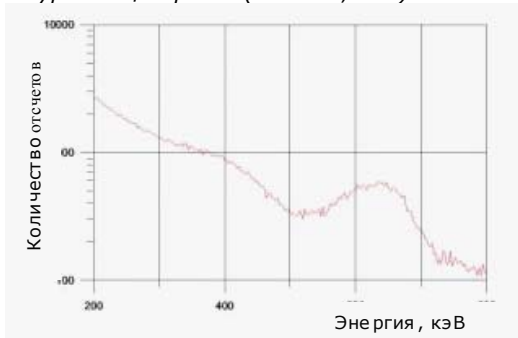


Рис. 6. Амплитудное распределение гамма-излучения, измеренное в канале АЗ-1 на уровне центра АЗ (отм. - 2,35 м)

При массе сборки 1 кг по урану-235 топливо подпадает в категорию «необлучённого урана», содержащего не более 9 МБк продуктов деления на 1 г урана-235 («Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» НП-053-04, п.13).

На основании проведенных радиационных обследований активной зоны с топливными элементами и анализа эксплуатационных характеристик выпущен отчет «Обоснование ядерной и радиационной безопасности при демонтаже активной зоны подкритического стенда СО-2М» (ОАО «НИКИЭТ»), который явился отправной точкой для разработки «Проекта производства работ на демонтаж активной зоны подкритического стенда СО-2М» (ОАО «НИКИЭТ») и выбора транспортно-упаковочного комплекта ТУК-69/1 для вывоза ОЯТ с территории ЭО к месту переработки.

Заключение по ядерной безопасности при транспортировании автомобильным транспортом активной зоны ПКС СО-2М в транспортном упаковочном комплекте ТУК-69/1, разработанное Отделом ядерной безопасности ГНЦ РФ-ФЭИ, требует выполнения следующих условий:

1. В нормальных и аварийных ситуациях процессов демонтажа, загрузки, транспортирования, выгрузки, хранения активной зоны должна быть исключена возможность извлечения стержней СУЗ после заглушки каналов со стержнями СУЗ.
2. Перед извлечением активной зоны из стенда и транспортированием для обеспечения  $K_{эфф} \leq 0,95$  должен быть извлечён верхний торцевой графитовый отражатель. Вместо него необходимо вставить пустотелый стальной вытеснитель с толщиной стенки 2-3 мм таких же внешних размеров, как верхний графитовый отражатель.

Проведённые радиационные измерения после удаления внешних источников нейтронов показали, что мощность дозы на поверхности транспортного упаковочного комплекта с активной зоной составит 65 мкЗв/ч, а на расстоянии 1 метра –

7,3 мкЗв/ч. Консервативная оценка коллективной дозы при выполнении работ по демонтажу и вывозу активной зоны не превысит 4 мЗв x чел., что в 5 раз меньше индивидуальной дозы за год. Внутреннее облучение персонала может не учитываться, т.к. вероятность выброса радиоаэрозолей отсутствует. Следовательно, можно сделать вывод о возможности безопасного транспортирования топливной композиции к месту переработки.

После вывоза активной зоны к категории низкоактивных твердых радиоактивных отходов (ТРО) будут относиться графитовый отражатель, ближайшее к активной зоне часть бетонной защиты и ее стальная оболочка. Наведённой активностью других элементов конструкции можно пренебречь.

При выводе из эксплуатации технологическая часть ПКС СО-2М подлежит разборке на составляющие элементы и определению их принадлежности к РАО. По предварительному расчёту наведённой активности элементов конструкции ПКС СО-2М, согласно отчёта «НИКИЭТ» «Обоснование ядерной и радиационной безопасности при демонтаже активной зоны подкритического стенда СО-2М», к РАО относятся торцевые графитовые отражатели, а к высвободившимся нерадиоактивным материалам активной зоны относится алюминиевый корпус. Расчётная наведённая удельная активность алюминиевого корпуса активной зоны составляет 110 Бк/кг и на 75% определяется Fe-55 (период полураспада 2,7 года), и на 19% – Co-60 (период полураспада 5,3 года), по СПОР-2002 такой материал не относится к РАО.

Окончательную принадлежность элементов активной зоны к РАО, вопросы утилизации РАО и использования высвободившихся материалов определить при разборке активной зоны на ядерно-безопасные фрагменты.

Авторы выражают свою благодарность сотрудникам ОАО «НИКИЭТ»:

- Сергею Алексеевичу Соколову,
- Владимиру Ивановичу Трушкину,
- Владимиру Петровичу Васюхно и
- Куатбекову Руслану Панзатхановичу

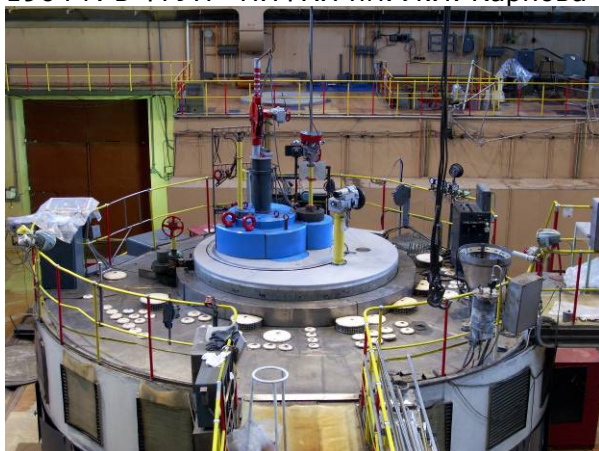
за активное участие в проведении расчётно-экспериментального обоснования ядерной и радиационной безопасности работ по демонтажу и транспортировке ОЯТ активной зоны ПКС СО-2М, а также в обсуждении результатов проведённых работ и оказанную помощь. ▲

## ВВР-Ц – ЭТАПЫ РЕКОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА

*Кочнов О.Ю., Лукин Н.Д.  
ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова»  
249030 Калужская обл., г.Обнинск*

### Введение

Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц (15 МВт) находится в эксплуатации с 1964 г. в ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» в г. Обнинске.



Общий вид реактора ВВР-ц

ВВР-ц представляет собой гетерогенный, водо-водяной реактор бассейнового типа. Он был специализирован для проведения широкого круга работ в области радиационной химии, структурных и материало-ведческих исследований, активационного анализа, нейтронного легирования полупроводников и др. Реактор оснащен вертикальными и горизонтальными экспериментальными каналами разных диаметров. Технологический комплекс реактора включает в себя 21 горячую камеру, развитую технологическую транспортную систему, станцию переработки радиоактивных

отходов и т.д.

### Реконструкция ВВР-ц

Учитывая успешность развития направлений, а также выгодное географическое

положение ВВР-ц, в 1980 г. было принято решение о реконструкции реактора. Разработан проект нового реактора ИВВ-10. Выполнен комплекс работ по модернизации и реконструкции площадки реактора:

1. Построено здание для сбора и временного хранения жидких радиоактивных отходов;

2. Продолжается строительство здания для временного хранения твердых радиоактивных отходов.

Смонтирован канал автоматического поддержания уровня мощности реактора:

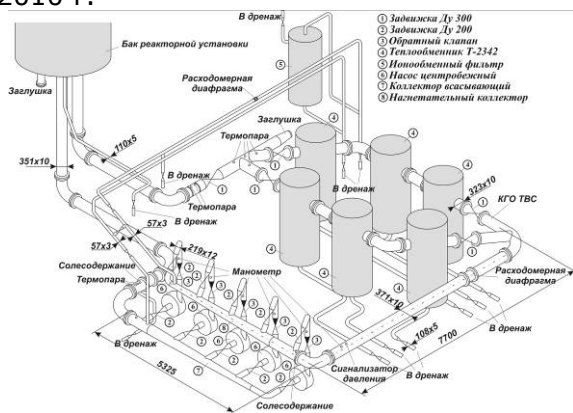
Заменены теплообменники, арматура и часть трубопроводов 1-го контура реактора

Взамен устаревшей и обветшавшей мокрой пленочной градирни вентиляторного типа смонтирована новая, с применением современных полимерных материалов.

- Заменена часть двигателей спецвентиляции комплекса реактора. В результате этого повысилась надежность работы вентиляции;

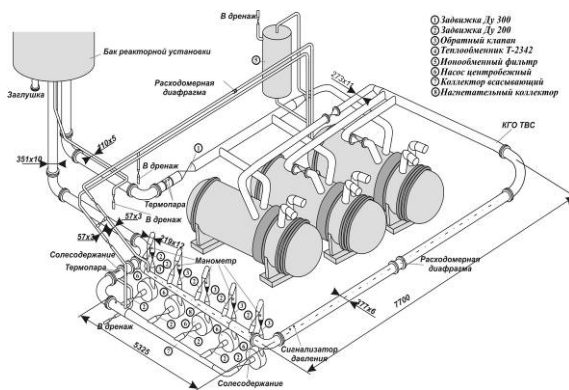
- Лицензия Госатомнадзора на эксплуатацию ИР ВВР-ц имеется до 2009 г.

- Совместно с НИКИЭТ, ГСПИ, НИКИМТ и др. проведен ряд экспертиз элементов и систем реактора. По результатам работ продлен ресурс оборудования реактора до 2010 г.

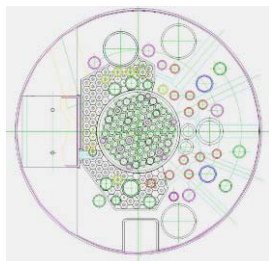


Контур ВВР-ц до реконструкции

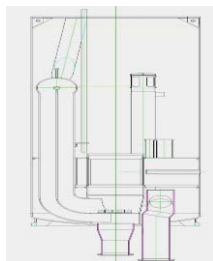
2006 г. – замена Т/О  
2009 г. – замена ГЦН



Контур ВВР-ц после реконструкции



Реактор ИВВ.10 М



Градирня после реконструкции

2000 г. – повторная замена оросителей градирни

2007 г. – замена ЦН 2-го контура

2009 г. – замена задвижек 2-го контура

**Оставшиеся основные этапы**

2009 г. – замена ГЦН, продление лицензии, продление ресурса работы оборудования

2010 г. – замена реактора ВВР-ц на ИВВ.10 М, оставшаяся часть трубопроводов 1-го контура, захоронение бака ВВР-ц

2011 г. – замена СУЗ

2012 г. – замена КИП, аппаратуры ДК и другого технологического оборудования

Необходимо отметить, что все работы производятся без прерывания технологических циклов ВВР-ц. Реактор производит радиофармпрепаратную и другую продукцию, тем самым, покрывая дефицит бюджетного финансирования, поэтому длительные перерывы в его работе недопустимы. ▲

(По материалам презентации)

## СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА РЕАКТОРЕ ВВР-М ПИЯФ РАН В 2008 ГОДУ

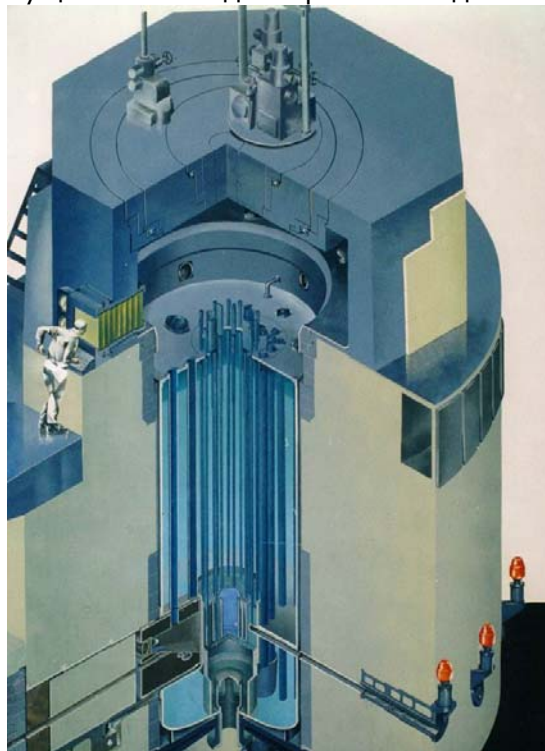
В.А.Илатовский  
ПИЯФ РАН, Гатчина

### История

Физический пуск реактора ВВР-М был осуществлен 29 декабря 1959 года



Центральный зал



Разрез реактора

Энерговыработка реактора за весь период эксплуатации составила – 90 958 МВт·сут.

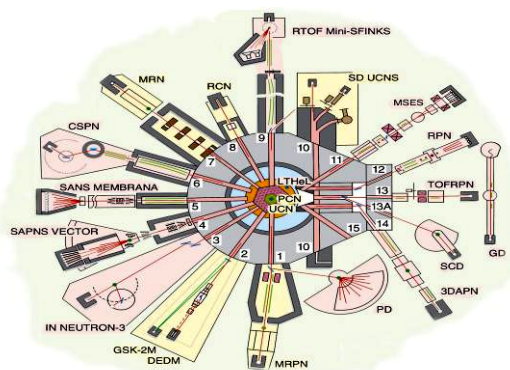
### Основные разрешительные документы

Срок действия лицензии Ростехнадзора до 30 июня 2012 года

Решение о продлении срока эксплуатации реактора ВВР-М до июля 2010 г. согласовано ГК «Росатом» после выполнения обследований систем и элементов в период 2003-2007 г.г..

Разрешение на допустимые выбросы радиоактивных веществ в атмосферу со сроком действия до 01.01.2011 г.

Санитарно – эпидемиологическое заключение со сроком действия до 01.12.2008 г.



Экспериментальные установки реактора ВВР-М

### Исследовательские инструменты

Кристалл-дифракционный монохроматор нейтронов (канал 1Б)

48-счетчиковый порошковый дифрактометр для структурных исследований (канал 1А)

Нейтронный поляризационный дифрактометр (канал 2)

Трехосный кристаллический нейтронный спектрометр «Нейтрон-3» со сдвоенным монохроматором (канал 3)

Малоугловой дифрактометр «Вектор» (канал 4)

Малоугловой дифрактометр «Мембрана-2» (канал 5)

Дифрактометр поляризованных нейтронов (канал 6)

Оптический нейтронотвод с поляризующей приставкой (канал 7)

Установка для исследования излучений в реакции радиационного захвата нейтронов ядрами (канал 8)



Нейтронный обратный Фурье-дифрактометр для исследования порошковых образцов (канал 9)

Спин-эхо спектрометр тепловых нейтронов (канал 11)

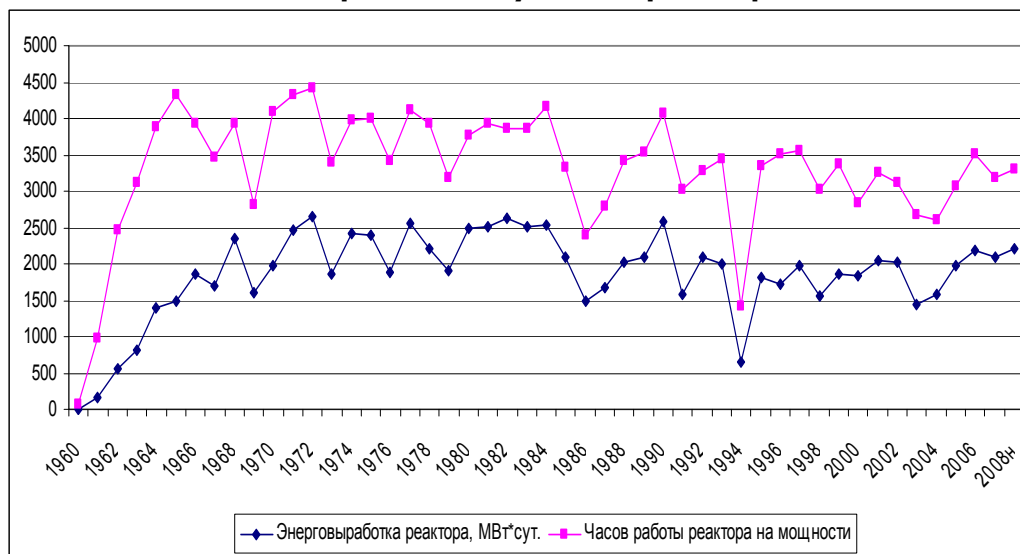
Рефлектометр поляризованных нейтронов (канал 12)

Двухмодовый рефлектометр на поляризованных нейтронах РПН-2М (канал 13)

Четырехкружный дифрактометр для исследования магнитной и кристаллической структуры (канал 13А)

Спектрометр поляризованных нейтронов (канал 14)

**Статистика за весь период эксплуатации реактора**



**Основные итоги работы реактора за последние 5 лет**

Наименование показателя	2008	2007	2006	2005	2004
Выработка энергии, МВт·сут.	2170	2092	2189	1987	1588
Время работы реактора на мощности, час	3296	3194	3511	3070	2600
Временной коэффициент использования реактора, %	38	37	40	35	30
Количество нарушений (по НП-027-01), из них категории:	2	5	7	6	3
П09	2	2	4	2	2
П08		3	3	4	1
Выбросы в атмосферу, в % от ДВ:					
Ar-41	25	23	25	24	18
Σ(Xe, Kr)	10	6	5,4	5,8	6,0
I-131	10	8	6,1	5,4	2

**Наиболее значимые работы по повышению ЯРБ, выполненные в 2008 году**

Разработка и утверждение:

Программы работ по подготовке ИЯР ВВР-М ПИЯФ РАН к продлению срока эксплуатации;

Общей программы комплексного обследования систем и элементов ИЯР ВВР-М ПИЯФ РАН (обе программы утверждены РАН и ГК «Росатом»);

Шести частных программ обследования реакторных систем.

Проведение комплексного обследования:

- экспериментальной установки – петля водяная (ПВ);
- элементов перегрузки и хранения ядерных материалов;
- систем спецканализации и пробоотбора воды 1 контура;
- системы аварийного охлаждения активной зоны;
- системы технологической вентиляции;
- элементов системы контроля радиационной безопасности.

По результатам обследования составлены отчеты и программы управления ресурсом на последующий пятилетний срок эксплуатации.

Проведен капитальный ремонт 2-х секционной градирни ВГ-70 с заменой деревянных оросителей и каплеотбойников на полимерные, диффузоров, а также всей обшивки.

Начато облучение образцов из сплава САВ 1 на реакторе СМ-3, рассчитанное на 3 года.

### Индивидуальные дозы внешнего облучения персонала

Показатель	2008	2007	2006	2005	2004
Всего контролируемых лиц	505	472	473	488	504
Число лиц, получивших дозу:					
от 5 до 10 мЗв	14	20	25	19	13
от 10,1 до 20 мЗв	10	15	10	11	8
от 20,1 до 50 мЗв	1	1	5	2	1
свыше 100 мЗв за последовательные 5 лет	0	0	0	0	0

### Обращение с ОЯТ и РАО

Фактическое заполнение хранилищ отработавшего топлива:

- ХОЯТ № 1 – 22%
- ХОЯТ № 2 – 39%

Объем образовавшихся РАО:

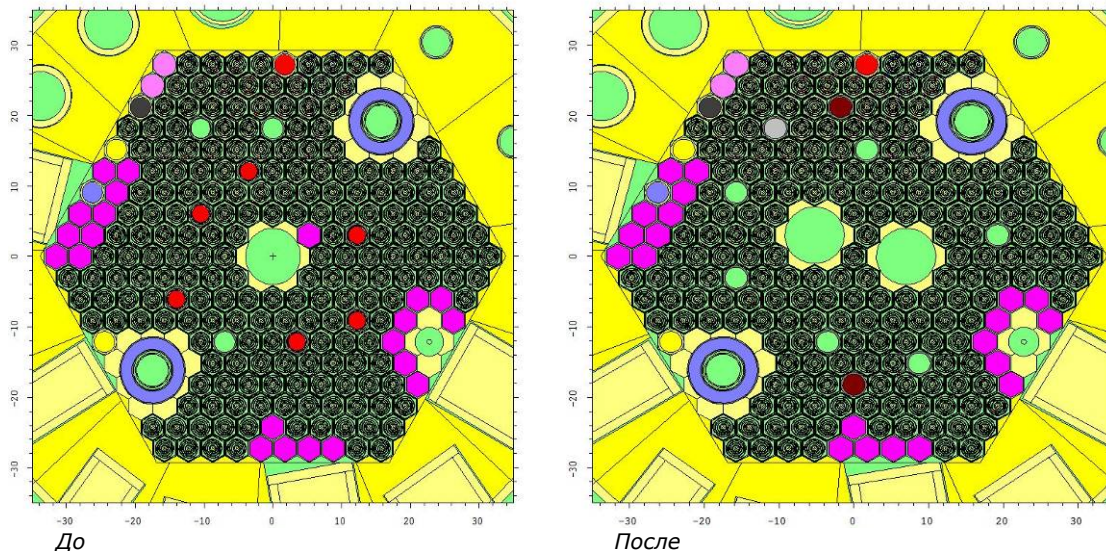
- низкоактивные ТРО – 2,78 м<sup>3</sup>
- среднеактивные ТРО – 0,72 м<sup>3</sup>
- низкоактивные ЖРО – 130 м<sup>3</sup>

Отправка ТРО осуществляется в «Ленинградский филиал» ФГУП «РосРАО» (ЛСК «Радон»), ЖРО перерабатываются в другом подразделении Института.

### Оценка состояния ЯРБ реактора ВВР-М

В соответствии с классификацией, установленной РБ- 037-06, общее состояние ЯРБ реактора ВВР-М в 2008 году находилось на удовлетворительном уровне (У 1).

### Изменение конфигурации активной зоны в 2008 году



### Основные планируемые работы 2009 года

С целью обеспечения безопасной и эффективной эксплуатации реактора планируются:

- создание резервного пункта управления реактора (проект имеется);
- замена аккумуляторной батареи в системе аварийного электроснабжения;
- очередные комплексные обследования главного циркуляционного контура, электротехнического оборудования, строительных конструкций и грузоподъемных механизмов. ▲

(По материалам презентации)

## РЕАКТОР ПИК. ПРОБЛЕМЫ И ЗАДАЧИ ТЕКУЩЕГО МОМЕНТА

*Окулов И.А., Евсеев Ю.В.  
ПИЯФ РАН, Гатчина*

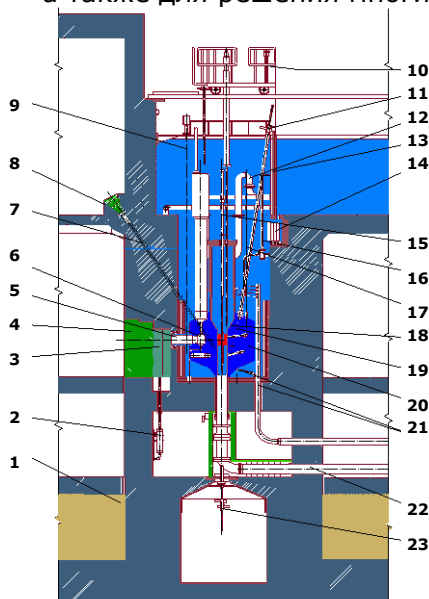
### Реакторный комплекс ПИК Современное состояние (май 2009 г.)



Высокопоточный пучковый исследовательский реактор ПИК предназначен для проведения широкого круга работ в области:

- ядерной физики и физики слабого взаимодействия;
- физики конденсированного состояния;
- структурной и радиационной биологии и биофизики;
- радиационной физики и химии;

а также для решения многих прикладных технических задач.



**Реактор ПИК**

1 – песчаная подушка, 2 – привод шибера, 3 – шибер, 4 – защита разборная, 5 – ГЭК, 6 – ИХН, 7 – НЭК, 8 – шибер, 9 – кожух ИК, 10 – перегрузочная машина, 11 – привод стержня, 12 – подача теплоносителя, 13 – шандора, 14 – перегрузочный барабан, 15 – ЦЭК, 16 – трубопровод ЖР, 17 – ВЭК, 18 – корпус реактора, 19 – стержень, 20 – бак отражателя, 21 – контур ТВО, 22 – возврат теплоносителя, 23 – привод шторок

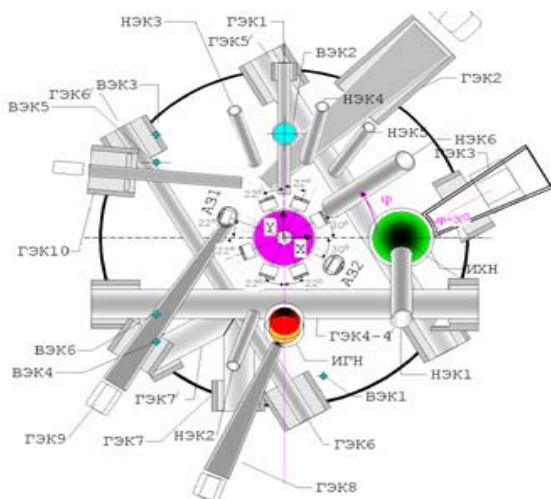
### Сравнительные характеристики

РЕАКТОР	Мощность тепловая, МВт	Плотность потока, $n/(cm^2 \cdot c) \times 10^{14}$		Объёмная плотность теплового потока, кВт/л		Плотность теплового потока, МВт/м <sup>2</sup>	
		тепл	быстр	макс	средн	макс	средн
ВК-50	200	0,5	-	-	40	1,0	0,3
БОР-60	60	37	-	1100	-	-	-
СМ-3	100	50	20	10000	2000	-	-
МИР-М1	100	5	-	-	-	-	-
БР-10	8	-	8,6	410	-	1,47	1,08
ИВВ-2М	15	5	2	270	205	0,032	0,028
АМ	10	0,15	-	5	3,3	0,64	0,46
РБТ	10	1,5	0,69	308	75	-	-
У-3	0,05	0,004	0,0047	-	-	-	-
ВВР-Ц	15	1,02	4,86	-	-	0,396	0,165
ИРТ-МИФИ	2,5	0,48	0,43	-	-	0,19	-
ИРТ-Т	6	0,15	-	-	-	0,427	-
ПИК	100	40	20	6600	2000	17,0	3,2

### Планирование финансирования

Год	Сумма, млн. руб.	Итог года
2007	200	Проведен конкурс «под ключ» до 2012г. = Концерн «ТИТАН-2»
2008	730	Завершение СМР по ПК-1 и развитие ПК-2, ведение комплексных ПНР по ПК-1, набор персонала для ФП.
2009	755	Аттестация персонала, ФП, ведение СМР по ПК-2
2010	1036	Завершение СМР по ПК-2, ведение комплексных ПНР по ПК-2.
2011	2348	Энергопуск, начало освоения проектной мощности
2012	1162	Завершение УИО, работы с РАО, инженерного обеспечения научных установок

### Экспериментальные каналы



Планируемое использование каналов

- ЦЭК: нейтринный эксперимент и материаловедческие исследования.
- Горизонтальные каналы ГЭК 2,3,8–10: нейтронные дифрактометры и спектрометры для исследования по физике конденсированного состояния вещества.
- ГЭК 1,4–7: планируется проведение исследований по физике ядра и элементарных частиц.
- ГЭК 6: установка кристалл-дифракционного фокусирующего гамма-спектрометра с рекордным разрешением для исследования (n,g)-реакций.
- Наклонные каналы НЭК 1–6:

- прецизионный призмный бета-спектрометр;
- установка для ядерно-спектроскопических исследований;
- установка для корреляционных исследований в делении;
- установка низкотемпературной гелиевой петли для исследования радиационных дефектов и структурных изменений в различных веществах в результате облучения нейтронами.

## График финансирования



По итогам конкурса институт заключил с 1 января 2008 года новый государственный контракт с Генподрядчиком (Концерн Титан-2) и субподрядчиками (Спецстрой РФ и др.) на выполнение комплекса работ по завершению реконструкции научно-исследовательского комплекса ПИК ("под ключ"). Способом размещения государственного заказа был выбран открытый конкурс, что соответствует требованиям действующего законодательства.

## Конкурс

Открытый конкурс на право заключения государственного контракта по выбору генерального подрядчика на выполнение полного комплекса работ по завершению сооружения РК ПИК ПИЯФ РАН

Извещение о проведении конкурса опубликовано в информационном бюллетене «Конкурсные торги» №288 от 12 ноября 2007 года за №288к-788. С конкурсной документацией можно ознакомиться на сайте:

<http://www3.pgz.economy.gov.ru/trade/view/purchase/general.html?id=106702778>

### Смета сооружения РК ПИК

Сметная стоимость РК ПИК, млн.руб. ц.1991г.			
РК ПИК	ПК*-1	ПК-2	ПК-3
279,7	193,8	52,9	32,9
100%	69%	19%	12%
Остаток на 01.01.2008, ц.1991г.			
99,9	6,02	49,78	31,58
31%	3%	94%	96%
Остаток на 01.01.08, ц.01.01.2008г			
5715	394	3256	2065

\*ПК – пусковой комплекс (этапы ввода в эксплуатацию)

### Финансирование в 2009 г.

Планируемое фактическое финансирование в 2009 г. - 525 млн.руб.

### Проблемы планирования затрат

Необходимость в заблаговременности

Полнота оценки затрат

Отсутствие проекта или смет на отдельные виды работ

Изменение стоимости оборудования и оказания услуг

Отсутствие строки - эксплуатация.

Необходимость восстановительного ремонта.

### Основные вехи

- Выполнена послемонтажная промывка тр/пр 1 контура со вспомогательными системами, установлены на штатное место насосы ГЦН и НР.
- Установлен корпус реактора.
- Закончена послемонтажная промывка ХВО-1,2.
- Высокая степень выполнения работ по окончанию монтажа основных технологических систем, задействованных в ПК 1.
- Высокая степень готовности электротехнического оборудования (ЩСУ, ЩТЗ, УСБ, ГЩУ) начало работ по ИИ оборудования этих систем.
- Большой процент комплектации оборудованием КИП (ПК 1), начало ИИ оборудования КИП и начало ПНР на оборудовании СУЗ.
- Начало сооружения зд. 116.



Состояние зд.116 на май 2008 г.



Состояние зд.116 на май 2009 г.  
тации и программы Физпуска.

### Организация физпуска

Разработано техническое решение «О проведении физического пуска реактора ПИК» на мощности до 100 Вт

Этап физпуска (1ПК) – как этап сооружения – изменение УДЛ лицензии на сооружение.

Организационные и технические мероприятия для осуществления топливного цикла.

### Установка корпуса реактора



ствления физического пуска реактора ПИК в 2009 г.

Требуются как значительные усилия эксплуатирующей организации ПИЯФ РАН, так и внешняя помощь для поддержки условий безопасной эксплуатации в условиях продолжения сооружения реакторного комплекса ПИК для выхода на энергопуск в 2011 году.

### Задачи текущего момента

Подготовка исполнительной документации  
Освидетельствование и регистрация оборудования

Оканчание ПНР в объёме 1ПК, комплексные испытания, ввод технологических систем, зданий и сооружений в эксплуатацию

Разработка эксплуатационной документации

Подготовка персонала

Организационные мероприятия для осуществления физпуска.

### Проблемы на данном этапе.

- Совмещение монтажных работ и ПНР.
- Низкая степень готовности исполнительной документации.
- Необходимость восстановления заводской документации.
- Непрерывная корректировка и доработка проекта.
- Доукомплектация и подготовка персонала комплекса ПИК.
- Организация и контроль производства ПНР.
- Разработка эксплуатационной документации

### Кадровая проблема

Предоставление жилья в статусе общежития не решает проблему привлечения специалистов в полном объёме и ограничено количеством такого жилья.

Расположение рядом с мегаполисом приводит к необходимости решать проблему оттока персонала.

Реалии сегодняшнего времени привели к отсутствию других мотиваций у молодых специалистов кроме материальной.

### Не решённые задачи

Недостаточность бюджетных средств, выделяемых институту на финансирование мероприятий по приемке в эксплуатацию и содержанию объектов 1 пускового комплекса реактора ПИК задерживает сроки устранения выявленных дефектов и неисправностей при проведении комплексных испытаний, а также при организации обучения персонала.

### Заключение

Имеются объективные условия для осуществ-



Установка корпуса реактора

Главная цель – загрузить настоящую ТВС в 2009 году! ▲

(По материалам презентации)

## THE REGULATORY AUTHORITY APPROACH TO SAFETY OF RESEARCH REACTOR

*Andrzej T. Mikulski  
National Atomic Energy Agency (PAA), Warsaw, Poland*

### **Abstract**

At present the only one research reactor and national repository of radioactive waste is in operation in Poland. The regulatory authority has established special rules and procedures to check the safety of both nuclear facilities. The details of such procedures will be presented. They are concentrated on:

- 1) giving permission (license) for operation,
- 2) establishing procedures for verification of operation,
- 3) rules of regular and special inspections in nuclear facilities
- 4) monitoring of research reactor operation (submitting records of technological parameters, reporting of unexpected events, performing special analysis on request of regulatory authority, granting permission for deviation from normal operating conditions etc.),
- 5) monitoring radiological situation inside and around reactor and repository,
- 6) requirements of additional detailed analysis in special situations,
- 7) verification of special training of operating personnel,
- 8) developing computer programmes for verification of data regularly submitted by reactor operating organization.

The regulatory authority is responsible for examination of operating personnel and giving them licenses for a given post.

The most important function of regulatory authority regarding an operating personnel is to stress the importance of keeping the "safety culture" at every moment of reactor operation and necessity of prediction of consequences of any present decisions.

The above mentioned general rules will be supported by practical examples from our experience in supervision of research reactor.

### **1. Introduction**

The safety of any nuclear facility, including research reactor, may be considered on several levels, starting from the design and construction processes, operation and finally decommissioning. The situation in Poland, and probably in many other countries, is such that new or next generation of operators are working with reactors design and constructed many years ago. So the role of regulatory authority is focused, or should be focused, on procedures how to keep the highest safety standards in reactor operation. It may be achieved, in my opinion, by observing the following rules:

- (1) granting licence for prolongation of operation after very detailed analysis,
- (2) performing careful analysis of presented reports by reactor operator,
- (3) organizing regular or special inspections,

- (4) insisting on installation of new equipment which may improve operation procedures giving better information about reactor or its equipment technical status,
- (5) using the most up to date methods for analysis performed by ourselves or technical support organizations (TSO),
- (6) comparing operational information or reports with other research reactors and nuclear power plants (of course in situation which may happen in research reactors).

For many research reactors, at present our interest may be focused only on the third point. They were designed and constructed many years ago and only minor modification can be made now but installing new measuring instrumentations improving operational procedures is highly recommended.

All these rules were prepared using experience gather in our regulatory office since many years and may be useful for other institutions. It is very hard to say which point is the most important, but in my opinion for the last three a regularity body is mainly responsible.

In this context we cannot forget about so called safety culture which is understand as full control at any situation, not only foreseen in operational procedures but mainly in unexpected situations.

At the beginning these rules were applied for the first Polish EWA reactor and now are useful for the MARIA reactor, also. To some extend I was forced by regulatory authority in 1991, working at those time at the Institute of Atomic Energy at Swierk, to construct vibration monitoring system for the EWA reactor at the beginning of nineties of last century when I was working at the Institute of Atomic Energy at Swierk near Warsaw and now a similar demands are forced for the MARIA when I am working at the other side as nuclear inspector.

The actual examples of the work in direction for improving safety regarding our single research reactor in Poland will be presented, in addition to previous papers [1, 2, 3].

## **2. Atomic Law in Poland**

The basic legislation referring to nuclear safety and radiation protection was established in 1986 as an Act of Parliament on peaceful use of atomic energy (Atomic Law) [4]. It was updated many times according to changes of different IAEA documents and accession of Poland to European Union. The last modification was done in year 2009. This Act is based on internationally accepted basic nuclear and radiation safety requirements. The Act defines duties and responsibilities of the National Atomic Energy Agency (NAEA) as a regulatory authority not as an agency promoting development of nuclear energy in Poland. It also defines a position of NAEA president and its relations to other governmental bodies. On this basis several governmental decrees and regulations have been issued.

The Act and the regulations created an adequate legal framework and regulatory infrastructure, oriented to solve the nuclear and radiation safety problems related to research reactors and application of radiation sources. In case a nuclear power programmes will be developed in future some further amendments will be required. General procedures of licensing of nuclear installation (research reactors, radioactive waste and spent fuel management facilities) in phases of construction, commissioning, operation, decommissioning or closure are established by this Act. An applicant for a licence must provide full documentation for the nuclear facility which includes: the technical description and nuclear safety analysis, quality assurance (QA) programmes, detailed procedures of operation, instructions and manuals. On the basis of review and assessment of documentation and on inspections performed by regulatory inspectors the NAEA President grants a licence for a fixed period of operation some times adding specified conditions, if necessary.

According to the Atomic Energy Act, the regulatory body's responsibilities include in particular, the inspections of nuclear facilities. The regulatory inspectors are entitled to:

- (1) access a nuclear facility (at any hour of day or night),
- (2) examine documents dealing with nuclear safety and radiation protection,
- (3) verify activities, required permissions and their compliance with nuclear safety provisions, etc.,
- (4) undertake independent technical and dosimetric measurements (if necessary).

The regulatory body has an adequate power to enforce compliance with safety requirements imposed by laws, regulations and licence conditions. Depending on the regu-



latory assessment of a particular situation, the following enforcement actions can be undertaken:

- (1) issuance of a written warning or directive to the licensee,
- (2) ordering the licensee to curtail activities,
- (3) suspension or revocation of the licence,
- (4) financial penalty collected by mean of administrative execution proceedings, punishment by fine or detention,
- (5) recommendation of prosecution through the courts of law.

The regulatory inspectors have an authority to take on-the-spot decisions in situation when safety of an installation or personnel is threatened.

### 3. Regulatory procedures

The regulatory practice is a very important part of regulatory authority duties and in our case is based on experience of operation of research reactors in Poland (the first reactor went critical in 1958). There are internal procedures elaborated for NAEA tasks as:

- preparing and performing inspections,
- granting financial support for actions connected directly with nuclear safety,
- issuing permissions for different activities.

Normal activity of regulatory authority in respect to research reactor consists of:

- (a) review of technological parameters records submitted after end of operation (production) cycle, normally of 4 days(100 hours from Monday to Friday) but recently prolonged up 11 days (264 hours),
- (b) reviews of quarterly reports of reactor operation, and
- (c) performing regular or special inspections.

Just recently the operation licence for the MARIA reactor was granted for 6 years until March 31, 2015. This licence specify special conditions for reactor operation and demands of regulator referring to reporting of any unexpected situation, submitting quarterly reports, etc. The licence granted is based on review of updated version of Safety Analysis Report, list quality assurance procedures, report on physical protection and some other documents.

The activity in last few years, since granting operational licence in 2004, was concentrated on granting permissions (amendments to operation licence) for:

- increase of maximal burn-up of fuel elements (based on very good performance of fuel from the last delivery),
- reducing coolant flow in fuel channels by 15% due to increase of number of fuel channels and keeping the same number of cooling pumps,
- new irradiation position in a follower beneath a safety rod.

### 4. Description of the MARIA reactor

The description of the MARIA reactor for the purpose of this presentation will be limited to three aspects as general information and basic information about I&C systems for technological parameters and vibration analysis.

#### General information

The MARIA, the high flux research reactor of 20 MW thermal power, was put into operation in 1975. It is used mainly for an isotope production and physical experiments and is operated on a one-week long cycles, from Monday through Friday. It has a unique construction in research reactors, i.e. separately cooled fuel channels (up to 28 individual channels) placed in beryllium matrix located in a water pool. The fuel has a form of six concentric tubes with enrichment of 36%.

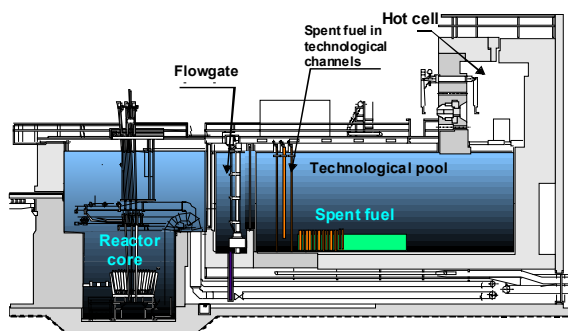


Fig.1. Vertical cross-section of the MARIA reactor.

The reactor has three separate cooling circuits: for fuel channels and reactor pool which constitute primary circuits and a secondary circuit with water cooling towers. In cooling system for fuel channels there are four pumps and it is required to keep two of them working during a cycle (Fig.1).

From the regulatory authority point of view the most important are three systems for measuring:

- (a) technological parameters (new system

- SAREMA replacing an old GTREMA system)
- (b) vibration parameters of fuel channel cooling pumps and engines (vibration monitoring system - VMS)
- (c) radiological parameters in reactor hall, other room in reactor building and ventilation channels (dosimetric system).

Results of measurements performed by the first two systems are transmitted to NAEA on Monday following the end of operation cycle for detailed analysis.

The SAREMA system being an improved version of the old GTREMA system is used for measuring, recording and visualisation of the main technological parameters as:

- temperature and flow rate in every fuel channel (now up to 35 channels),
- temperature and flow rate of three cooling systems for fuel channels, reactor pool and secondary cooling system
- pressure drop over a core matrix (special signal showing ability for cooling of control rods by the reactor pool cooling system).

The flow rate in fuel channels are independently connected to a reactor shut down system. The system measures the signals in a change exceeds predefined value, presents results on a screen for reactor operator and records it in Access basis on a hard disk for further analysis.

The independent analysis at regulatory authority is performed at the end of operational cycle (usually next Tuesday) using special (dedicated) computer programs. The following quantities are calculated:

- thermal power generated in an individual fuel channel,
- sum of power generated by all fuel channels,
- power generated by the reactor pool and secondary cooling systems,
- estimated power generated at a position of the most effective control rod.

The obtained results together with:

- outlet temperature and flow through fuel channels and
- pressure drop over reactor core
- are presented in a form of plots or tables and are compared with prescribed limits for:
  - minimal coolant flow through fuel channels,
  - maximal outlet temperature from fuel channels,
  - maximal power generated in fuel channels and at the position of control rod,
  - minimal pressure drop over reactor core (this parameter is responsible for cooling of control rods and inadequate cooling in the past caused serious problems).

It may be stated, that the limits are fulfilled for all parameters but characters of signals suggested many times some failures in measuring equipment (measuring channels). This knowledge enabled the operator to make some repairs and regulatory inspector to check if these repairs were done properly and in time between consecutive operation cycles. The situation when results of SAREMA system are available for regulatory authority immediately after an operation cycle makes it possible to verify the correctness of performance during next cycle. The examples will be shown later.

The VMS system (Vibration Monitoring System) was put in operation for MARIA reactor in 1995 (moved from the first Polish research reactor EWA after it permanent shut down). The system uses input signals coming from 12 accelerometers located at bearings of fuel channel cooling engines (two accelerometers located at outer and inner bearing) and pumps (one bearing) and 12 resistance thermometers (signals are in parallel connected to indicators in control room). The additional input signals are reactor power (measured by nitrogen activity in fuel channel cooling system) and several binary signals specifying operating status of pumps in primary and secondary cooling systems. All signals are measured regularly every 3 minutes or when pumps are switched-on or switched-off. The mean and RMS values of accelerometer signal are measured with frequency of 2 kHz in a fixed length block (e.g. 512 measurements), calculated on-line and stored on disk. The results are shown to the operator as a table (together with minimal and maximal values and short-time linear trend) for all signals or as a plot from previous 27 hours. In case an on-line calculated RMS value is higher than specified limit a direct measured signal (with maximal frequency up to 40 kHz) is recorded for off-line statistical and PSD calculations.

The software for VMS system consists of three main programmes:

- on-line data acquisition, elaboration, recording and presentation of main information suited for simple usage by operating personnel,
- off-line analysis of diagnostic signals with many different calculating methods with full presentation possibilities for system analysts,
- off-line analysis of vibration signals for analysis in time and frequency domains also for system analysts.

During the first years of operation of VMS system (1995÷2001) all programmes were constantly being improved and many suggestions from operating personnel were included in order to make it user friendly as much as possible. One of unique features of this system is the possibility to verify the electronic equipment (pre-amplifier, amplifier and long cables) by remote connection of electronic block simulating output from individual accelerometer in a form of sine wave of known frequency and amplitude.

The diagnostic parameters applied for VMS system were chosen upon obtained experience and consists of:

- root-mean-square (RMS) value for acceleration signals calculated from a block of 512 individual measurements,
- short- and long-time linear trends (minutes/hours and day) of RMS value,
- value of bearing temperature,
- short-time linear trend of temperature.

They are automatically checked against thresholds, which were established upon operating experience, and in case they are crossed a special warning signal is generated for the reactor operator, who has the possibility to analyse on-line all signals and diagnostic parameters by making appropriate plots, comparison with results obtained during previous fuel cycles for the same detector or other detectors, to record direct acceleration and temperature signals for detailed analysis in future, etc.

The dosimetric system is typical for a research reactor and measures neutron (in reactor hall) and gamma in all positions. The new version using new detectors electronics and software were introduced in years 2002-2006. They are recorded and available to regulatory authority on request.

### 5. Examples of regulatory authority activity

The examples of analysis performed and action taken by regulatory authority are given below. Analyses are performed at the beginning of a week following an operation cycle or during a second part of a month following a quarter of year, i.e. January, April, July and October.

#### Quarterly reports

Since the restart the MARIA after modernisation in 1995, regular quarterly reports are required by the regulatory authority. The aim of this report is to present a detailed picture of the reactor's operation and to serve as a base for the evaluation of activity by President of NAEA.

An example of general performance indicators applied for the MARIA reactor is given in Table 1 for the last seven years. It can be seen all indicators are stable, only collective dose increased about twice in years 2002-2004 which was caused by thinner cladding of new fuel elements.

The appropriate step was already undertaken and a following part of fuel delivery already has a thicker cladding and collective dose decreased since 2005.

Table 1. **Performance indicators for the MARIA reactor**

Year	Work time [h]	Availability factors		No of un-scheduled shutdowns	No of employees	Collective dose [man-Sv]
		total	per year			
2000	3748	99.4	42.3	5	52	0.085
2001	3580	98.0	40.0	10	56	0.094
2002	3814	99.5	44.5	6	58	0.170
2003	4010	95.7	45.8	11	57	0.190
2004	300	100.0	3.4	1	58	0.226
2005	3830	99.0	43.7	15	58	0.124
2006	4006	99.1	45.7	19	58	0.100
2007	4002	98.7	45.7	11	59	0.098
2008	4305	98.8	49.1	2	60	0.096

Remarks: The following definitions of availability factors were used:

- total: ratio of operation hours on power to sum of hours on power and sum of hours of unscheduled shutdowns
- per year: ratio of operation hours to number of hours in a year
- collective dose in based on personal dosimetry (monthly or quarterly readings), excluding natural background (all results below 0.4 mSv, which is the limit of film dosimeters, was put equal to 0.2 mSv).

All reports include charts of reactor power over last three months with exception of the fourth quarter report which submits a chart over the whole year. Example of such chart for the last year (2008) is given in Fig.2 with total 37 cycles, divided as follows: 32 cycles for 100 hours, 1 cycle for 74 hours, 1 cycle for 236 h (actually 2 cycles counted together instead of 264 hours) and full 3 cycles for 264 hours. During this year only one cycle was shortened and one was scrammed. Analysis of causes of these scrams is included in Table 2 (showing also positions which were not in 2008 but they were observed previously). For the last year there were one scram caused by operator’s error and one cycle was shortened by operator due to water activity in a secondary cooling circuit caused by leakage in fuel channels heat exchanger.

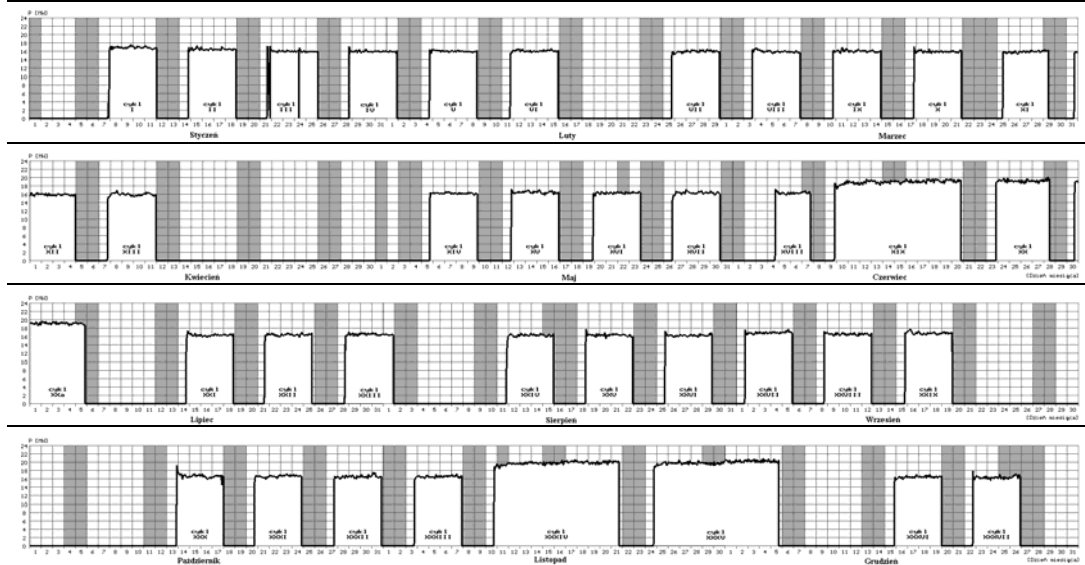


Fig.2. Chart of operational cycles of the MARIA reactor for year 2008.

Table 2. **General information about operation of the MARIA reactor in for 2008**

Quarter of year		I	II	III	IV	Total
Number operation cycles		11	9	9	8	37
Time of work at nominal power [hours]		1098	1054	1025	1128	4305
Mean thermal power [MW(th)]		16.03	17.2	16.7	18.0	17.0
Total produced thermal power [MWh(th)]		17 623	18 087	17 130	20 304	73 144
No of fuel elements in core		24	24	24	24	---
No of unplanned automatic scrams		1	1	03	0	2
Causes of scrams	equipment failure	0	0	0	0	0
	loss of external power	0	0	0	0	0
	operator’s error	1	0	0		1
	fault in equipment operation	0	0	0	0	0
	water activity in secondary loop	0	1		0	1
	crossing of operational limits	0	0	0	0	0
	unknown	0	0	0	0	0
Consequences	restart of reactor	1	0	0	0	1
	shortening of operation cycle	0	1	0	0	1
No of discovered equipment unit failures		1	2	3	1	7
No of repairs and maintenance works		9	12	6	21	48
No of tests and overhauls		14	26	15	30	85

The analysis of quarterly reports of last few years done by the regulatory authority come to the following conclusions/observations:

- (a) reactor was operated without any significant problems,
- (b) reactor power was lower than nominal but adjusted for irradiation needs,
- (c) neutron beam (horizontal channels) were used for physical experiments with utilisation in the range from 16 to 94% of reactor operation time,
- (d) all revisions and maintenance works were performed according to schedule,
- (e) the unplanned shutdowns were due to:
  - loss of external power (caused by eg. storms etc.),
  - leakage in fuel channel cooling system caused by failure of the sealing of one pump
  - leakage in heat exchanger from primary to secondary cooling system

but the situation of shortening of operation cycle has happened only two to three times per year (due to lack of reactivity), in all other cases reactor was started within 20 minutes.

In conclusion it may be stated that the regulatory body since a start of reactor operation in 1995 after reconstruction has no significant remarks concerning safety of operation.

#### Regular or special inspections

The list of inspections performed is given in Table 3. They are divided between regular inspections - normally one or two per year - and special inspections in order to clarify information presented in quarterly reports or upon request of an operator. Regular inspections are generally devoted to some procedures or working conditions of a specified department of reactor operator, eg. mechanical, electrical, radiological protection (dosimetry) etc. In this table they refer to:

- a) procedure of fuel conversion,
- b) fulfilment of requirements in irradiation process,
- c) evaluation of documentation concerning design of new equipment (many drawing are successively transferred to electronic form)
- d) evaluation of operational documentation (keeping log books),
- e) radiological protection (dosimetric) system and requirement for its upgrading,
- f) operation of computer systems GTREMA (for recording technological parameters) and VMS (vibration monitoring of fuel channel cooling equipment).

All inspections are concluded with special report and suggestions to be fulfilled within a specified time.

**Table 3. List of inspection in the MARIA reactor in last 4 years**

Date	Number	Type	Scope of inspection
22.04.2004	1/2004	special	inspection of fuel encapsulation
08.11.2004	2/2004	regular	inspection of operational documentation
09.12.2004	3/2004	regular	inspection of dosimetric department
02-07.02.2005	1/2005	special	loading of new fuel elements
21.04.2005	2/2005	regular	inspection of operating departments
11.07.2005	3/2005	regular	inspection of operating documentation
22.09.2005	4/2005	regular	review of physical protection
11.05.2006	1/2006	regular	review of 1st quarter operation
29.08.2006	2/2006	special	inspection of technical modifications
22.11.2006	3/2006	regular	review of 2nd quarter report
04.04.2007	1/2007	regular	inspection of operational documentation
29.05.2007	2/2007	regular	inspection of dosimetric department
19.03.2008	1/2008	regular	inspection of operational documentation
20.06.2008	2/2008	regular	inspection of operational documentation inspection of SAREMA system
26.01.2009	1/2009	regular	inspection of operational documentation inspection of dosimetric department

#### GTREMA system

The operation of GTREMA system provides for regulatory authority information that very important safety parameters (specified in chapter 4) are within limits specified in permission for reactor operation (operational licence). The results are mostly obtained on Monday following an operational cycle and shows that during last 5 years when such requirement was issued all above parameters obey regulatory requirement.

Another application of this analysis is verification of measuring equipment and it plays the most important role. The typical examples of some doubts are given below and they are immediately passed to operator. Most of them were known to operator in some action before starting a following operation cycle was taken. Three examples are shown below:

- (a) some disturbances in measured temperature for channel i-5, a correction in electronics was made at the beginning of next cycle (Fig. 3 and 4).
- (b) unexpected shape of coolant flow in fuel channel e-7 (Fig.5 and Fig.6 in details) when after slow increase of flow from 27.0 m<sup>3</sup>/h equal about 1.5 m<sup>3</sup>/h during 6 hours sharp decreases were observed some times correlated with changes in outlet temperature, the cause was not explained because it disappeared for the next operation cycle,
- (c) coolant flow in a fuel channel is showing sharp increase to about 10 m<sup>3</sup>/h (i.e. 40% of nominal flow in this channel) about 10 hours after switching off pumps and remains on this level until end of recording - operating staff of reactor declares that it is a fictitious flow because pumps are not operating, but this situation must be explained and operating staff was asked to search a cause of such observation (on a level of regulatory authority there is a hypothesis of such situation).

The results of GTREMA system may be also applied for verification of measuring equipment. For example if a resistance thermometer is placed in hot water and later very fast removed then an exponential decay of temperature (Fig. 8 – right part) is observed which constant may be a parameter describing quality of measuring line. This is only an idea which should be tested in future and applied after verification. The measuring line of fuel channel temperature outlet are obligatory checked once per year by connecting a very accurate set of resistance instead of a resistance thermometer and checking a temperature shown by a system (Fig.8 - left part).. Up to now it was done 'by hand' but the system should be used for this purpose. There is suggestion from regulatory authority to apply two above mentioned ideas in practice.

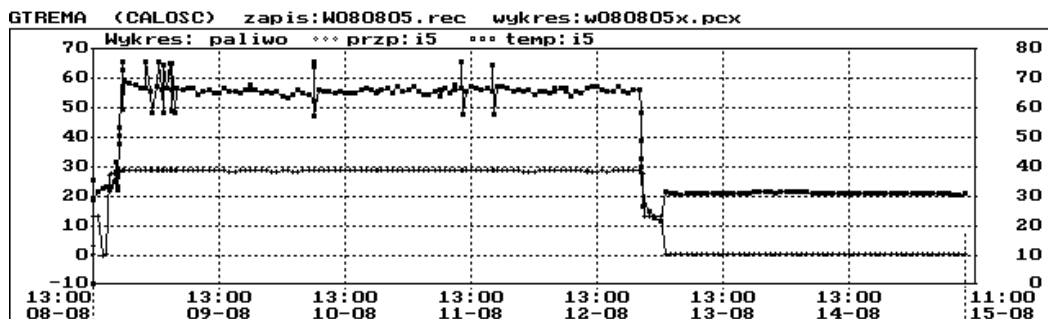


Fig. 3. Disturbances in outlet temperature from channel i-5 (cycle XXII starting August 8, 2005)

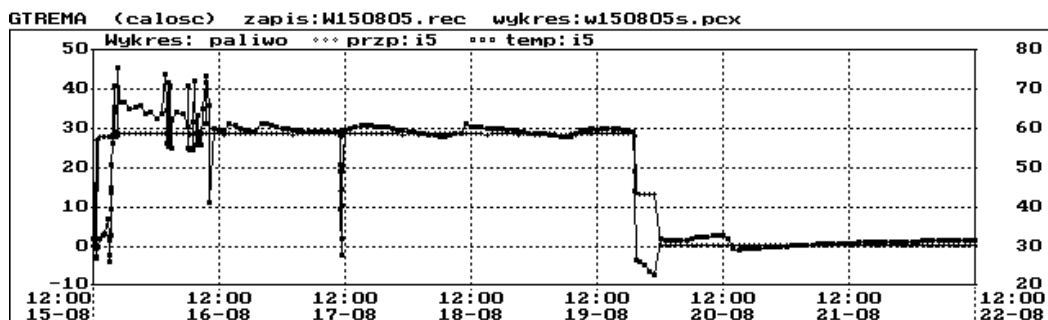


Fig.4. Disturbances in outlet temperature from channel i-5 (cycle XXIII starting August 15, 2005)

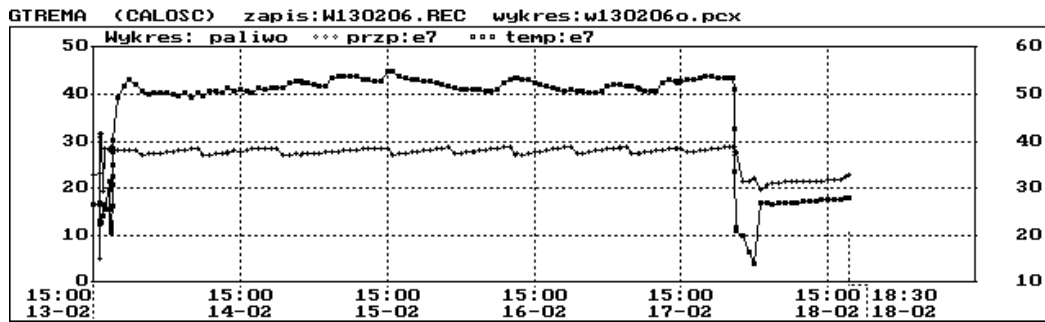


Fig.5. Disturbances in outlet temperature from channel e-7 (cycle VII starting August 15, 2005)

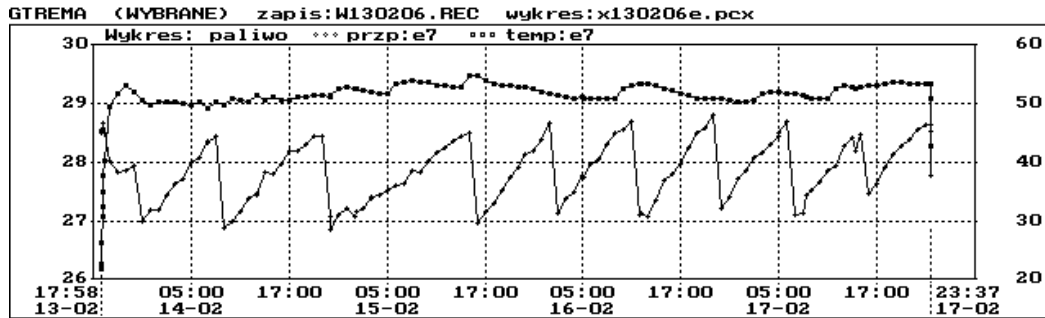


Fig.6. Disturbances in outlet temperature from channel e-7 (detailed presentation) (cycle VII starting August 15, 2005)

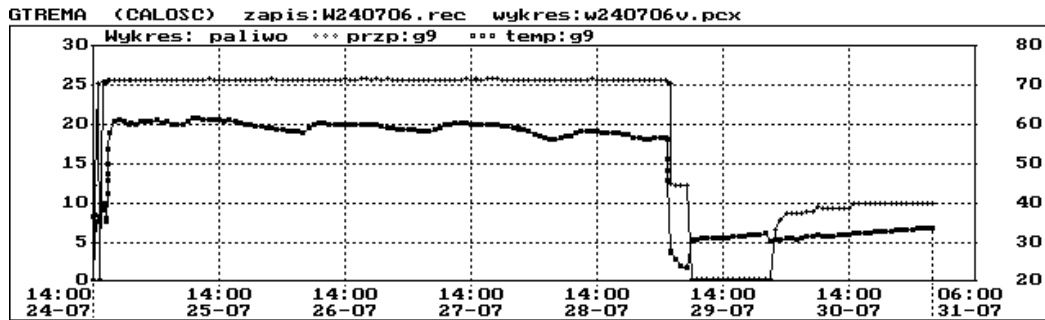


Fig.7. Disturbances in coolant flow rate in g-9 when pumps were not operating (cycle XXV starting July 24, 2006)

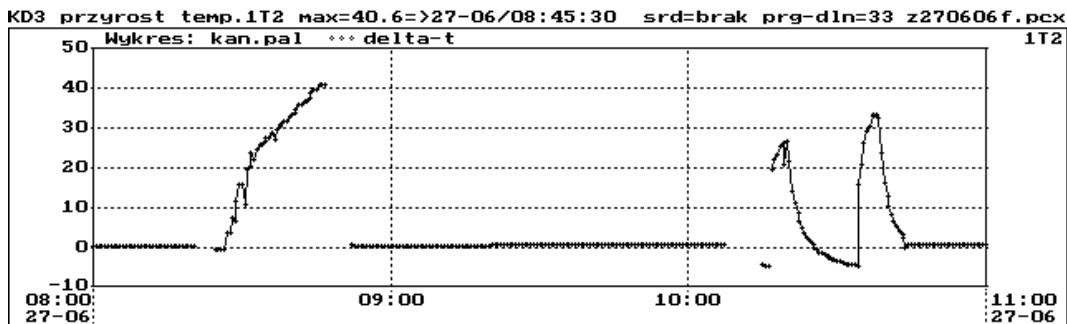


Fig.8 Measurement of temperature during testing of equipment (June 6, 2006)

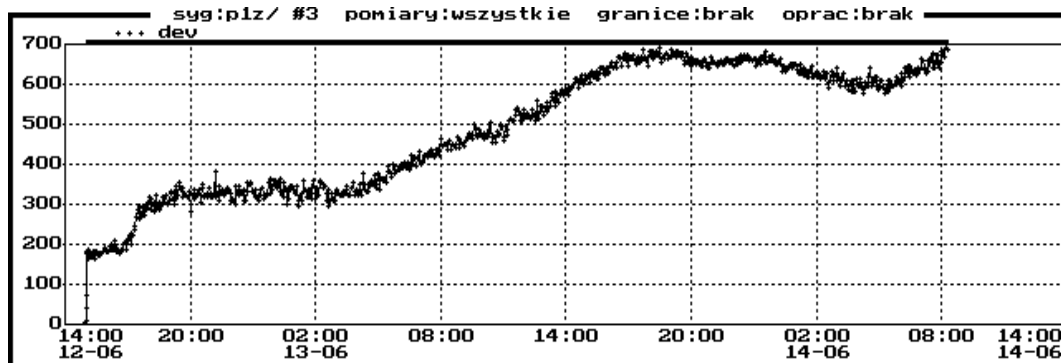


Fig.9. The RMS value of acceleration signal for pump no 1 (cycle XXVII starting June 12, 2000)

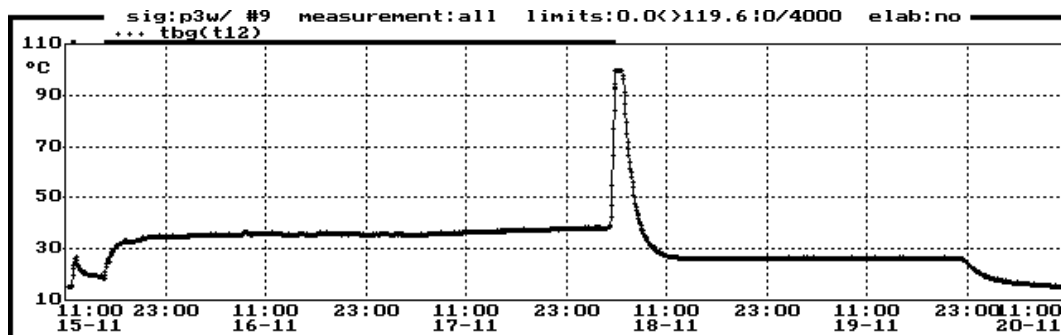


Fig.10. The bearing temperature for pump no 3 (cycle XXIV starting November 15, 1999)

### VMS system

The operation of VMS system provides a regulatory authority another set of information concerning technical condition of the fuel channel cooling system. They consists of RMS (standard deviation) values of acceleration signals and bearing temperature. Two examples are shown below:

- (a) In case the technical condition of bearing becomes worse the intensity of vibration is increasing as shown in Fig.9. The RMS value of acceleration signal increased about 3 times in 27 hours, remained stable but next 12 hours but in the morning of next day an operator decided to switch-off this pump avoiding probably more severe damage of a bearing in case a pump would operate a full cycle.
- (b) The bearing temperature (Fig.10) increased suddenly very sharply after 56 hours from the beginning of fuel cycle and warning signal by conventional limiting device was generated. But using this diagnostic system a warning signal based on calculation a temperature linear trend of the temperature would be issued at least 12 minutes earlier. More detailed description of this system is given in [5].

### 6. Present and future developments

At present the following modernizations and improvements in technology and operation of the MARIA reactor have been already done:

- (a) transformation from HEU to MEU fuel (from 80 to 36% enrichment) performed in years 1999÷2003 preceded by installation of a special fuel assembly equipped with thermocouples in order to performed verification of thermo-hydraulic calculations,
- (b) installation of new pressure transducers for measurement of flow measurements in fuel channels (2001),
- (c) new neutron flux measuring system for reactor control and safety systems (2002),
- (d) modernization of dosimetric system (2002-2006),
- (e) installation of special pipe enabling working with 3 instead of 4 heat exchangers in fuel channel cooling system (2006),
- (f) restoring of cooling pipes connecting two location of fuel channels, dismantled many years ago in order to place a special test loop (2006),
- (g) heat exchangers between primary and secondary cooling system (exchange of 2 heat exchangers in 2006 and 1 in 2008),
- (h) power supply system.

Based on experience of regulatory inspectors and 35 years of reactor MARIA operation (since 1974) the following tasks may be formulated in order to keep safe operation of this reactor. The most important examples of such improvements in technical equipments are:

- (i) transformation to LEU fuel (less than 20% enrichment, to be started in year 2008 or later) including testing of this fuel from new producer),
- (j) preparation of new locations in a reactor core for isotope irradiation in higher neutron flux,
- (k) improving of cooling conditions for a natural convection during a decay heat removal from fuel elements, etc.

There are also some points to be up graded on operating level:

- (1) improvement in communication between the reactor operator and regulatory body,
- (2) revising of written operational procedures,
- (3) reviewing on new version of Safety Analysis Report,



- (4) development of research reactor safety parameter indicators (partially based on similar indicators for nuclear power plants).
- (5) replacement of old graphite and beryllium blocks.

The last point seems very promising for the development of rational parameters applicable to judge reactor operation. For the last few years the following three parameters are being evaluated:

- 1) availability factor (total),
- 2) no of unscheduled shutdowns,
- 3) collective dose

as shown in Table 3, but they are not sufficient in our opinion. They should be appended for a typical research reactor by:

- 4) safety system performance stating the availability of all standby safety systems (as for nuclear power plants),
- 5) chemistry performance (activity of primary coolant in case of the MARIA reactor),
- 6) number of failures of irradiation capsules,
- 7) vibration parameters of primary coolant components (pumps, engine, piping, etc).

Work in this field is in progress for the MARIA reactor and may be of interest for other research reactor operators.

### **7. Conclusions**

The activity of regulatory body in the field of safety can be never stopped. Knowledge should be always accumulated and passed from one to another generation of inspectors. In Poland such experience was transferred from EWA to MARIA reactor. The constant modernization of equipment is in progress together with new ideas making the work of operators easier and safer and also more transparent for inspectors.

The other role of regulatory authority is suggesting technological changes and improvements in safety equipment, to be done in future as: modernization of vibration monitoring system, development of more friendly procedures for visualisation of information stored by signalling system, etc. In Poland the regulatory authority has some funds for this activity, which are coming from a state budget and granted once a year.

### **References**

[1] A.T. Mikulski: Regulatory Practice in a Country Operating One Nuclear Research Reactor, IAEA Conference on Research Reactors, Santiago (Chile), Paper no IAEA-CN-100/108 (2003).

[2] A.T. Mikulski: The Role of Regulatory Authority in Safe Operation of Research Reactor, IAEA Conference on Research Reactors, Sydney (Australia), Paper no IAEA-CN-156/S-31/OR, (2007).

[3] A.T. Mikulski: Research Reactor Operational Safety Improvements Required by Regulatory Authority, ANS Conference, Albuquerque (USA), (2006).

[4] Activity of President of National Atomic Energy Agency and Nuclear Radiological Safety in Poland in 2007 (in Polish).

[5] A.T. Mikulski: Development of Vibration Monitoring System for MARIA nuclear Research Reactor, WSEA Trans. on Mathematics, vol.1, issue no 4 (2002). ▲

**АСПЕКТЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СИСТЕМЫ ИНФОРМАЦИОННОЙ  
ПОДДЕРЖКИ ГОСУДАРСТВЕННОГО КОНТРОЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ  
ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ПРИ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ И  
ВОЗНИКНОВЕНИИ НЕШТАТНЫХ СИТУАЦИЙ**

<i>А.И. Сапожников, С.И. Гутнев</i>	<i>Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор), Москва, РФ</i>
<i>А.С. Григорьев</i>	<i>Межрегиональное территориальное управление по информационным технологиям и защите информации (МТУИТЗИ) Ростехнадзора, Москва, РФ</i>
<i>В.В. Парамонов, Д.Н. Поляков</i>	<i>ФГУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, РФ</i>
<i>А.И. Охрименко</i>	<i>ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, РФ</i>
<i>В.С. Дикарев</i>	<i>ФГУ Российский научный центр «Курчатовский институт», Москва, РФ</i>

### **1. Введение**

Культура безопасности является основополагающей концепцией в достижении комплексной цели - безопасности ядерной установки [1]. Общими компонентами концепции культуры безопасности являются [2]:

- необходимые рабочие условия;
- позиция работников (персонала), которая является реакцией на эти условия работы.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ вопросы культуры безопасности должны рассматриваться и планироваться на всех уровнях управления деятельностью. На политическом уровне – это вопросы совершенствования законодательства и обеспечения ресурсов, на управленческом уровне хозяйствующих субъектов – это вопросы разграничения полномочий, развития программ обеспечения качества, повышения квалификации персонала, совершенствования методов анализа и оценки деятельности организаций, на индивидуальном уровне – в части выработки критической позиции, дисциплинированного и взвешенного подхода к исполнению должностных обязанностей.

Современные информационные технологии предоставляют дополнительные возможности и средства для повышения культуры безопасности в эксплуатирующих организациях, в федеральных органах исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственное управление использованием атомной энергии, в федеральных органах исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственный контроль (надзор) за состоянием ядерной и радиационной безопасности.

Ниже рассматриваются аспекты совершенствования системы информационной поддержки государственного контроля сооружений и комплексов с исследовательскими реакторами, критическими и подкритическими ядерными стендами (далее – исследовательские ядерные установки - ИЯУ) при их нормальной эксплуатации и возникновении нештатных ситуаций. Предложения по совершенствованию системы основываются на реализации мероприятий в рамках направления «Создание и совершенствование систем, необходимых для обеспечения и контроля ядерной и радиационной безопасности в условиях нормальной эксплуатации и аварий» Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года», утвержденной постановлением Правительства Российской Федерации от 13.07.2007 № 444.

Вопросы совершенствования системы информационной поддержки государственного контроля ИЯУ обсуждались на секции «Безопасность объектов использования атомной энергии» Научно-технического совета Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор), состоявшейся 14.05.2008 с участием представителей ряда организаций, эксплуатирующих ИЯУ. Решение секции НТС Ростехнадзора поддержало предложение о привлечении ФГУ НТЦ ЯРБ в качестве основного исполнителя при дальнейшем проведении работ по совершенствованию информационной системы Ростехнадзора и развитию компьютерных систем контроля ИЯУ в рамках реализации Федеральной целевой программы

«Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».

## **2. Цель и задачи совершенствования системы информационной поддержки государственного контроля (надзора) ИЯУ.**

Эксплуатация сооружений и комплексов с ИЯУ сопровождается определенным риском возникновения опасных радиационных последствий для населения, персонала и окружающей природной среды вследствие следующих обстоятельств и особенностей эксплуатации ИЯУ:

- размещение ИЯУ в населенных пунктах или в непосредственной близости от них;
- использование топлива высокого обогащения;
- частые модификации и изменения активной зоны;
- использование различных экспериментальных устройств и наличие в составе комплекса ИЯУ других ядерно и радиационно опасных установок (горячие камеры, лаборатории по производству радиохимпрепаратов, ускорители, хранилища ядерного топлива и изделий);
- проведение экспериментальных исследований в интересах различных организаций и наличие прикрепленного персонала (экспериментаторов, студентов, медицинских работников),;
- уникальность и разнообразие технологических и конструктивных схем.

В соответствии со статьей 35 Федерального закона об использовании атомной энергии эксплуатирующая организация должна разрабатывать и осуществлять мероприятия по поддержанию безопасности ядерной установки, создавать при необходимости специальные службы, осуществляющие контроль за безопасностью, представлять информацию о состоянии безопасности ядерной установки в органы государственного регулирования безопасности.

Для осуществления безопасной эксплуатации ИЯУ и принятия обоснованных решений при возникновении нештатных ситуаций и аварий персонал ИЯУ, работники служб, осуществляющих контроль за безопасностью и руководство эксплуатирующих организаций должны быть обеспечены оперативной, полной, объективной и достоверной информацией в любой момент времени

Часть этой информации должна быть доступна Ростехнадзору - федеральному органу исполнительной власти, уполномоченному осуществлять функции контроля и надзора в установленной сфере деятельности, в том числе организацию и обеспечение функционирования системы контроля за объектами использования атомной энергии при нормальной эксплуатации и возникновении чрезвычайных ситуаций (аварийное реагирование) [3].

В существующей системе информационного обмена между организациями, эксплуатирующими ИЯУ, и Ростехнадзором не всегда возможно своевременное получение требуемой информации о состоянии ИЯУ по следующим основным обстоятельствам и причинам:

- 1) сокращение по различным причинам численности государственных инспекторов в Межрегиональных территориальных управлениях по надзору за ядерной и радиационной безопасностью Ростехнадзора (далее- МТУ ЯРБ),
- 2) отсутствие или недостатки в организации работы созданных в эксплуатирующих организациях специальных служб, осуществляющих контроль за безопасностью,
- 3) трудоёмкость хранения и использования проектной и эксплуатационной документации ИЯУ на бумажных носителях, а также оперативного получения исходных данных о состоянии ИЯУ и подготовки отчётных документов для передачи традиционными средствами, особенно при возникновении нарушений нормальной эксплуатации ИЯУ.

Следует обратить особое внимание на то, что результаты инспекций состояния ядерной и радиационной безопасности ИЯУ, проведенных Ростехнадзором, практика рассмотрения отчетных документов эксплуатирующих организаций о расследовании нарушений в работе ИЯУ и состоянии безопасности, результаты анализа проведенных аварийных тренировок персонала в эксплуатирующих организациях, свидетельствуют о том, что имеют место нарушения требований федеральных норм и правил в части обеспечения аварийной готовности и реагирования. Так, например, имеют место недостатки планирования и проведения ядерно-опасных работ на ИЯУ, недостат-

ки технической оснащенности ИЯУ, укомплектованности подразделений и служб организаций, отмечаются недостатки в части полноты и качества эксплуатационной документации, соблюдения сроков и объема представления необходимой отчетной информации, недостатки подготовки персонала и программ обеспечения качества.

Одновременно результаты проверок центральным аппаратом Ростехнадзора деятельности МТУ ЯРБ выявляют случаи нарушения полноты и/или своевременности представления информации о выполнении эксплуатирующими организациями условий действия выданных Ростехнадзором лицензий, недостатки в части полноты и достоверности статистических сведений о результатах надзора, приводимых в отчетных документах МТУ ЯРБ.

Нарушения требований федеральных норм и правил в части обеспечения аварийной готовности и реагирования и недостатки надзорной деятельности свидетельствуют о снижении культуры безопасности в целом и могут приводить к нарушениям в работе ИЯУ, в том числе имеющим радиационные последствия.

Целью совершенствования системы информационной поддержки государственного контроля (надзора) ИЯУ является повышение культуры безопасности. Дополнение существующего традиционного аппаратно-технического комплекса (бумажный носитель информации, телефонные средства связи, факс) современными информационными, информационно-измерительными и информационно-вычислительными системами позволит с одной стороны, обеспечить персонал эксплуатирующих организаций средствами быстрого доступа к информации и ускоренного прогнозирования состояния ИЯУ в условиях нештатных ситуаций и аварий, позволит внедрить в практику усовершенствованные процедуры аварийной готовности и реагирования, а с другой стороны, Ростехнадзор будет обеспечен эффективным инструментом для выполнения контрольных функций.

В настоящее время в Ростехнадзоре функционирует Информационно-аналитический центр (ИАЦ) [4], который предназначен для реализации полномочий Ростехнадзора в рамках функциональной подсистемы Единой государственной системы предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций (РСЧС) при возникновении нарушений в работе объектов использования атомной энергии (ОИАЭ).

ИАЦ функционирует в одном из двух режимов:

1. в режиме повседневной деятельности – когда состояние ОИАЭ соответствует условиям нормальной эксплуатации;
2. в режиме аварийного реагирования, когда на ОИАЭ произошло событие, квалифицируемое в соответствии с федеральными нормами и правилами как авария с выходом радиоактивных продуктов и/или ионизирующих излучений за предусмотренные проектом ОИАЭ границы в количествах, превышающих установленные пределы безопасной эксплуатации.

В режиме повседневной деятельности основными задачами ИАЦ являются:

- а) сбор и обработка поступающей от эксплуатирующих организаций информации о состоянии ядерной и радиационной безопасности на ОИАЭ;
- б) оповещение руководства Ростехнадзора и руководителей подразделений центрального аппарата Ростехнадзора о нарушениях в работе ОИАЭ;
- в) обеспечение развития и функционирования автоматизированной системы информационно-аналитической службы Ростехнадзора в составе Единой государственной автоматизированной системы контроля радиационной обстановки на территории Российской Федерации.

В режиме аварийного реагирования основными задачами ИАЦ являются:

- а) сбор и обработка поступающей от эксплуатирующих организаций информации о текущем состоянии ядерной и радиационной безопасности на ОИАЭ;
- б) оповещение руководства Ростехнадзора и руководителей подразделений центрального аппарата Ростехнадзора о нарушениях в работе ОИАЭ;
- в) обеспечение оперативной связи между центральным аппаратом Ростехнадзора, его МТУ ЯРБ, поднадзорными ОИАЭ и заинтересованными организациями, а также информационно-техническая поддержка рабочих групп по анализу аварийной ситуации;
- г) проведение анализа аварийной ситуации на ОИАЭ, разработка прогноза ее возможного развития и выработка соответствующих рекомендаций для руководства Ростехнадзора;

д) оценка деятельности эксплуатирующих организаций по приведению аварийного ОИАЭ в безопасное состояние, в том числе по восстановлению функций безопасности, по ликвидации последствий аварии, а также по своевременному вводу и реализации плана защиты персонала.

Концепция информатизации Ростехнадзора была разработана в 2007 г. с учетом мероприятий федеральной целевой программы "Электронная Россия (2002–2010 годы)", утвержденной постановлением Правительства Российской Федерации от 28.01.2002 № 65, и является методической основой при планировании и проведении работ в области информатизации деятельности Ростехнадзора. С учетом проводимой в настоящее время реорганизации структуры Ростехнадзора, сокращения численности центрального аппарата и МТУ ЯРБ, функции ИАЦ целесообразно дополнить следующими информационными функциями:

- информационной поддержки управлений центрального аппарата и МТУ ЯРБ в режиме повседневной деятельности по сбору, хранению данных о состоянии ИЯУ (электронные версии основных документов по обоснованию безопасности ИЯУ, изменения в документации ИЯУ, электронные версии отчетных документов, технических решений и пр.) и отчетных документов МТУ ЯРБ (акты проведенных инспекций, квартальные отчеты, и пр.);
- подготовки и поддержания квалификации работников ИАЦ и рабочих групп по анализу аварийной ситуации (задача аварийной готовности).

Основываясь на системном и комплексном подходе к системе информационной поддержки государственного контроля (надзора) ИЯУ её совершенствование позволит решить следующие основные задачи:

- улучшить качество подготовки, хранения и оперативность доступа к документации ИЯУ;
- обеспечить полноту и оперативность получения информации персоналом ИЯУ и специальными службами эксплуатирующих организаций, осуществляющими контроль за безопасностью, о технологических параметрах ИЯУ;
- обеспечить возможность прогнозирования развития нештатных ситуаций на ИЯУ для принятия персоналом обоснованных решений;
- обеспечить автоматизированное рабочее место (АРМ) инспектора Ростехнадзора по надзору за ИЯУ информационной поддержкой в режиме повседневной деятельности и в режиме нештатных ситуаций на ИЯУ;
- улучшить систему межведомственного информационного обмена между организациями, уполномоченными осуществлять функции контроля при нормальной эксплуатации и нештатных ситуациях на ИЯУ;
- обеспечить систему обучения и повышения квалификации персонала ИЯУ и инспекторского состава Ростехнадзора.

Таким образом, совершенствование системы информационной поддержки государственного контроля ИЯУ направлено на повышение оперативности, полноты, объективности и достоверности информации о состоянии ИЯУ, повышение обоснованности принятия управленческих решений, повышение эффективности контрольной деятельности Ростехнадзора.

### **3. Концепция системы информационной поддержки государственного контроля (надзора) ИЯУ.**

В 2005-2008 годах до открытия финансирования плановых работ по мероприятиям Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» Ростехнадзор во взаимодействии с ОАО «ГНЦ НИИАР» и ФГУ РНЦ «Курчатовский институт» выполнял работы по пилотному проекту «Совершенствование аварийной готовности и реагирования на ИЯУ» (RUS/9/005) в рамках технического сотрудничества с МАГАТЭ. Целью реализации пилотного проекта RUS/9/005 являлась выработка концепции совершенствования существующей системы информационного обмена и формирование методологии ведения электронной базы данных текстовых и графических документов ИЯУ, необходимых для решения задач аварийной готовности и аварийного реагирования. В пилотный проект были включены ИАЦ Ростехнадзора и три ИЯУ, принадлежащие двум различным ведомствам:

- исследовательские реакторы МИР.М1, БОР-60, расположенные на площадке Открытого акционерного общества «Государственный научный центр – Научно-

исследовательский институт атомных реакторов» (ОАО «ГНЦ НИИАР»), находящегося в ведении Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом»,

- исследовательский реактор ИР-8, расположенный на площадке Федерального государственного учреждения Российский научный центр «Курчатовский институт» (РНЦ «Курчатовский институт»), находящегося в ведении Роснауки Министерства образования и науки.

Идеология разработки пилотного проекта RUS/9/005 основывается на следующих основных требованиях к информационной системе:

- Доступ к системе через интернет или интранет.
- Наличие высокоскоростных защищенных каналов передачи информации.
- Защита информации от несанкционированного доступа, дифференцируемость прав доступа к информации.
- Надежность функционирования системы, сохранение информации от разрушения в результате сбоев аппаратуры или сбоев питания, в том числе круглосуточное функционирования серверного оборудования.
- Диагностика работоспособности системы по ее компонентам.
- Минимальная стоимость.

Концепция совершенствования существующей информационной системы государственного контроля ИЯУ основана на создании и развитии сети центров информационной поддержки (ЦИП). Внутренними клиентами для ЦИП являются пункты информационной поддержки (ПИ), размещаемые на ИЯУ. Внешними клиентами для ЦИП являются другие уполномоченные службы и организации (специальные службы эксплуатирующей организации, осуществляющие контроль за безопасностью, ситуационно-кризисные центры органов управления использованием атомной энергии, ИАЦ Ростехнадзора, отделы надзора (инспекций) МТУ ЯРБ, другие эксплуатирующие организации). Предполагается, что ЦИП конкретной эксплуатирующей организации, включающий в себя электронную базу данных ИЯУ, расположенных на площадке этой эксплуатирующей организации, а также серверы обмена информацией, может быть расположен вне территории площадки.

Предполагается применение свободного в распространении программного обеспечения, персональных компьютеров и серверов.



Принципиальная схема программно-технического комплекса

Взаимодействие между клиентами и серверной частью системы информационной поддержки должно происходить по защищенным выделенным линиям связи с использованием сертифицированных средств защиты информации.

Подготовка и поддержание квалификации персонала эксплуатирующей организации могут осуществляться на программно-техническом комплексе, позволяющем моделировать физические процессы, протекающие в технологическом оборудовании ИЯУ и на площадке ИЯУ с участием персонала, а также в результате имитации отказов оборудования и ошибок персонала, задаваемых извне инструктором в процессе обучения персонала ИЯУ и совершенствования процедур аварийной готовности. Расчетные программы должны быть верифицированы и аттестованы.

Поддержка принятия решений во внештатных ситуациях может быть обеспечена опережающим прогнозированием состояния ИЯУ для выработки оптимального плана действий оперативного персонала смены ИЯУ на основе моделирования технологических процессов в ускоренном режиме времени.

Таким образом, программно-технические средства ЦИП эксплуатирующей организации должны включать в свой состав:

- средства ввода, хранения, обработки текстовой и графической информации по ИЯУ (нормативная, проектная, конструкторская, эксплуатационная и другая документация);
- информационно-измерительные системы (ИИС), обеспечивающие мониторинг текущего состояния ИЯУ;

- информационные вычислительные системы (ИВС) и расчетные программы, позволяющие моделировать процессы в технологическом оборудовании ИЯУ и системах управления, для совершенствования процедур подготовки и поддержания квалификации персонала ИЯУ (аварийная готовность), выработки оптимального плана действий сменного оперативного персонала ИЯУ во внестатных ситуациях (аварийное реагирование) и определения причин возникновения нештатных ситуаций (анализ ситуаций);
- средства предоставления информации о текущем состоянии ИЯУ различным категориям пользователей (клиентам).

Идеология ЦИП принимается для создания системы информационного обеспечения центра аварийной поддержки Ростехнадзора и в случае радиационных аварий на ОИАЭ. Научно-технические работы планируются в рамках мероприятий Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». Идеология создания ЦИП и автоматизированного рабочего места (АРМ) инспектора была поддержана руководителями МТУ ЯРБ, а также Межрегиональным территориальным управлением по информационным технологиям и защите информации (МТУИТЗИ) Ростехнадзора.

Информационное обеспечение центра аварийной поддержки Ростехнадзора должно включать информационные потоки автоматизированного сбора и обработки исходных данных для решения задач инспекционной деятельности МТУ ЯРБ, задач лицензирования ИЯУ; подготовки справочных и отчетных документов МТУ ЯРБ, центрального аппарата Ростехнадзора, а также подготовки отчетных форм для режима повседневной деятельности и для режима аварийного реагирования ИАЦ.

Программно-технические средства ИАЦ Ростехнадзора должны включать в свой состав:

а) в режиме повседневной деятельности:

- средства оперативного доступа к определенному объему документов и данных ИЯУ, хранимых в ЦИП эксплуатирующих организаций, необходимых для осуществления лицензионной и контрольной деятельности Ростехнадзора;
- средства оперативного доступа к определенному объему информации о технологических параметрах ИЯУ, поступающей от ЦИП эксплуатирующих организаций;
- средства ввода, хранения, обработки определенного объема информации о результатах надзорной деятельности за состоянием ЯРБ ИЯУ, поступающей от ИП МТУ ЯРБ; и обмена информацией между ЦИП ИАЦ, ИП МТУ ЯРБ и ЦИП НТЦ ЯРБ;
- автоматизированные рабочие места ИАЦ с доступом к базе данных по ИЯУ и к отчетным документам о надзорной деятельности МТУ ЯРБ;
- автоматизированные рабочие места ИАЦ, оснащенные программами подготовки и тренировки экспертов (оповещение о событии, оценка аварийной ситуации, мониторинг радиационной обстановки и пр.);
- средства формирования отчетных форм о текущем состоянии ИЯУ и отчетных форм о результатах надзорной деятельности.

б) в режиме аварийного реагирования

- средства бесперебойной связи ИАЦ с ЦИП эксплуатирующих организаций;
- средства получения от ЦИП эксплуатирующих организаций данных оперативного мониторинга основных параметров ИЯУ при протекании нештатных режимов и средства коллективного пользования для отображения этих данных;
- средства обмена оперативной информацией между ЦИП ИАЦ, ИП МТУ ЯРБ, ЦИП НТЦ ЯРБ и кризисными центрами органов государственного управления использованием атомной энергии;
- автоматизированные рабочие места с доступом к базе данных по ИЯУ и к определенной информации о протекании нештатных и аварийных режимов на ИЯУ;
- средства формирования отчетных форм о текущем состоянии ИЯУ при возникновении чрезвычайных ситуаций.

#### **4. Заключение.**

Управлением по регулированию безопасности атомных станций и исследовательских ядерных установок Ростехнадзора совместно с ФГУ НТЦ ЯРБ, ОАО «ГНЦ НИИАР», ФГУ РНЦ «Курчатовский институт» и МТУ ИТЗИ Ростехнадзора выполнена работа по формированию концепции совершенствования системы информационной поддержки государственного контроля ИЯУ при нормальной эксплуатации и возник-

новении нештатных ситуаций. На основе результатов проведенной работы могут быть сделаны следующие выводы:

1. Масштаб задач совершенствования системы требует комплексного и системного подхода, взаимодействия различных ведомств и федеральных органов исполнительной власти на основе реализации мероприятий федеральных целевых программ.
2. Концепция совершенствования системы была выработана в процессе реализации в 2005-2009 годах пилотного проекта «Совершенствование аварийной готовности и реагирования на ИЯУ» (RUS/9/005) в рамках технического сотрудничества с МАГАТЭ.
3. Для совершенствования информационной системы имеются необходимые предпосылки:
  - обоснована необходимость создания системы, основанной на современных информационных технологиях;
  - определены задачи и планы научно-технической деятельности ФГУ НТЦ ЯРБ, ОАО «ГНЦ НИИАР», РНЦ «Курчатовский институт» по реализации концепции совершенствования информационной системы;
  - реализуются финансовые механизмы обеспечения плановых работ на основе федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» и федеральной целевой программы «Электронная Россия (2002–2010 годы)»;
4. Опытная эксплуатация пилотного образца информационной системы позволит принять обоснованное решение по совершенствованию процедур аварийной готовности и аварийного реагирования в соответствии с современными требованиями международных стандартов.

#### **Список литературы**

1. Справочник по ядерному праву, МАГАТЭ, Вена, 2006, стр.28.
2. INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY ADVISORY GROUP, Safety Culture, Safety Series №. 75-INSAG-4, IAEA, Vienna (1991).
3. Положение о Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору, утвержденное постановлением Правительства Российской Федерации от 30 июля 2004 г. №401.
4. Руководящий документ Ростехнадзора «Положение об информационно-аналитическом центре» РД-02-16-2004. [▲](#)



**ИТОГИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИРТ МИФИ В 2008 ГОДУ**

А.А.Портнов

Московский инженерно-физический институт  
(государственный университет), г.Москва, Россия

Среди атомных центров России особое место занимает атомный центр Московского инженерно-физического института (АЦ МИФИ), который создан как учебно-научно-методический комплекс в целях проведения научных исследований, обучения студентов и переподготовки специалистов для ведущих научных центров.

Базой АЦ является исследовательский реактор ИРТ, бассейнового типа, введенный в эксплуатацию в 1967 году (рис.1). В последующие годы проводились работы по модернизации систем реактора: активной зоны (1975), систем охлаждения (1976), управления и защиты (1989, 2007), электроснабжения (1985, 1989), создание системы локализации аварийных протечек теплоносителя (1988г), тепловой колонны (1997, 2008), системы физической защиты (1989, 1998, 2007). На европейской части России реактор МИФИ является единственным функционирующим в составе многопрофильного учебного заведения.

Табл.1. Основные параметры реактора

Наименование, единица измерений.	Значение
Мощность реактора, МВт	2,5
Полное число ТВС в реакторе для одной из загрузок, шт., из них:	16
8-ми трубные	6
6-ти трубные с каналом СУЗ	10
Поверхность теплоотдачи активной зоны, м <sup>2</sup>	21,5
Объем активной зоны, л	59,3
Масса урана-235 в загрузке, кг	3,5
Максимальный запас реактивности, $\beta_{эфф.}$	9
Исполнительные органы СУЗ, шт.:	
аварийной защиты	3
компенсирующие	6
автоматического регулятора	1
Максимальная плотность теплового потока, кВт/м <sup>2</sup>	190
Расход воды 1 контура через теплообменники, т/ч	160
Перепад давления на активной зоне, мм.вод.ст.	900
Средняя скорость теплоносителя в зазорах ТВС ИРТ-3М, м/с	0,95
Максимальная температура воды на входе в активную зону, °С	45
Максимальная расчетная температура стенки твэла без учета отклонений параметров, определяющих режим, °С	72
Расчетная температура начала кипения в наиболее напряженной точке, °С	123
Максимальная плотность потока быстрых нейтронов ( $E > 0,8$ МэВ) в активной зоне, н/см <sup>2</sup> с	$4,3 \cdot 10^{13}$
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов, н/см <sup>2</sup> с	
в активной зоне	$4,8 \cdot 10^{13}$
в отражателе	$4,7 \cdot 10^{13}$

Успешная эксплуатация и освоение реактора, как мощного источника излучения, позволили на базе ядерного реактора создать вузовский центр подготовки высококвалифицированных специалистов для атомной энергетики и экспериментальной физики, успешно развивать исследования по актуальным направлениям науки и техники.

Широкое привлечение студентов, аспирантов и преподавателей к научной работе на реакторе существенно улучшает качество подготовки специалистов, повышает научную и педагогическую квалификацию преподавателей института, способствует приобретению практических навыков выпускников МИФИ. В АЦ МИФИ ведутся следующие формы образовательной деятельности: обзорные лекции-экскурсии, лабораторные работы, эксплуатационная практика, учебно-исследовательские работы, преддипломная практика, выполнение дипломных работ. За 42 года в различных формах учебной работы на реакторе и его исследовательских комплексах обучалось ~ 17 тысяч студентов. В форме лекций-экскурсий более 7 тысяч человек ознакомились со спецификой эксплуатации и использования реактора.



Рис. 1. Реактор ИРТ МИФИ.

Ведется работа по подготовке учебных программ и пособий с целью организации на базе реактора МИФИ межвузовского центра обучения студентов, специализирующихся в области ядерных знаний.

Накоплен опыт по проведению курсов повышения квалификации сменного персонала исследовательских реакторов и проведения практических занятий для инспекторов МАГАТЭ.

Являясь сравнительно мощным источником нейтронов и в то же время близким к предельно безопасному, исследовательский реактор позволяет проводить исследования по широкому диапазону проблем от макрокосмоса до микромира, решать прикладные задачи в области реакторной техники, экологии и медицины. Такая многогранность подкрепляется широким диапазоном направлений подготовки специалистов в МИФИ. В настоящее время в атомном центре представлены следующие научные направления: нейтронные исследования вещества, ядерная физика, радиационная физика полупроводников и диэлектриков, физика и техника реакторов, радиационное материаловедение, прикладная спектрометрия, медицинская физика.

В АЦ МИФИ на базе реактора проводится большой объем фундаментальных и прикладных исследований. Кроме научных групп кафедр МИФИ на реакторе работают научные группы из ИТЭФ, ФИАН, института Биофизики, РОНЦ, ГИН РАН. Кроме этого, проводятся совместные работы с ФГУП «Красная звезда», НИКИЭТ, ГЕОХИ, ИГЭМ, МГУ. Программы всех работ рассматриваются и утверждаются на заседаниях научно-технического совета АЦ МИФИ.

Табл.2. Основные итоги работы реактора в 2006-2008 гг.

Параметры	2006	2007	2008
Время работы реактора на мощности, час	1033	1007	556,7
Энерговыработка, МВт	2102	2259	1252,5
Количество пусков	75	63	38
Количество плановых перегрузок активной зоны	1	1	0
Число срабатываний АЗ	1	2	0
Годовые коллективные дозы, мЗв	47,1	62,8	268,3
Средняя доза, мЗв	1,18	1,96	7,9
Максимальная доза, мЗв	5,4	9,7	47,8
Среднегодовой выброс, Бк	$2,7 \cdot 10^{12}$	$2,9 \cdot 10^{12}$	$1,6 \cdot 10^{12}$

Значительное превышение дозовых нагрузок в 2008 году связано с большим объемом работ по созданию на базе тепловой колонны медицинского комплекса для це-

лей нейтрон-захватной терапии. Для выполнения этих работ от территориального отдела Межрегионального управления №1 ФМБА России было получено согласование на превышение персоналом ИРТ индивидуальных доз до 50 мЗв.

Примеры конкретных учебных, научно-исследовательских, фундаментальных и прикладных работ:

- совершенствование и развитие учебно-научно-методической базы АЦ МИФИ для проведения научных исследований, подготовки и переподготовки студентов и специалистов для ведущих научных центров России;
- развитие программных средств сопровождения безопасной и экономичной эксплуатации исследовательских реакторов;
- исследование особенностей структуры ультрадисперсных материалов - нанокристаллов;
- исследование воздействия реакторного излучения на современную и перспективную полупроводниковую элементную базу с целью разработки методов и средств расчетно-экспериментального моделирования радиационных эффектов в новых изделиях электронной техники;
- теоретические и экспериментальные исследования взаимодействия очень холодных нейтронов с крупномасштабными надмолекулярными структурами и скрытыми поверхностями раздела фаз;
- исследование сверхтонких и диполь-дипольных взаимодействий бета-активных ядер в конденсированных средах с помощью бета-ЯМР спектрометра на поляризованных нейтронах;
- разработка интеллектуального преобразователя сигналов ионизационных камер деления для перспективных систем управления и защиты ядерных реакторов;
- проведение нейтронно-активационного анализа для решения прикладных и научных геолого-минералогических и экологических задач;
- исследования конденсированных сред методом позитронной аннигиляционной спектроскопии;
- проведение предклинических экспериментов по терапии злокачественных опухолей на лабораторных животных методом нейтрон-захватной терапии;
- экспериментальное определение значения выгорания топлива отработавших ТВС исследовательского реактора ИРТ МИФИ. Методика основана на сравнении количества  $^{235}\text{U}$  в отработавшей и свежей ТВС по относительной активности продукта деления  $^{140}\text{La}$  в них после их кратковременного облучения в активной зоне реактора. В качестве эталона использовалась свежая ТВС с известной массой урана.



Рис. 2. Внешний вид аппаратуры РПУ.

Разработка, испытание и внедрение аппаратуры "Мираж" и системы УЗОР, выполненные на ИРТ МИФИ в 1980-1990 г.г., заложили основу для проведения реакторных испытаний аппаратуры контроля нейтронного потока для реакторов различных типов. Среди работ последнего времени существенное место заняли следующие:

- отработка канала безопасности "Мираж МБ", предназначенного для СУЗ реакторов ИРТ-Т и ИРВ-М2;
- испытания широкодиапазонных устройств и каналов контроля нейтронного потока для РУ ВВЭР, РБМК и др;
- испытания новых типов ионизационных камер и подвесок ИК (детектирующих сборок);
- исследования и испытания элементов и устройств перспективных СУЗ нового поколения;
- калибровка эмиссионных детекторов нейтронного потока для РУ РБМК;
- испытания новых типов радиационностойких кабелей;
- авторское сопровождение эксплуатации аппаратуры "Мираж" на исследовательских и энергетических реакторах.

Для обеспечения требований НП-033-01 и НП-009-04 в полном объеме выполнена работа по созданию резервного пункта управления ИРТ МИФИ на базе блоков «Мираж МБ» (рис.2). В соответствии со своим назначением комплект аппаратуры осуществляет контроль и представление информации о параметрах объекта и их регистрацию и предоставляет оперативному персоналу возможности для ручного дистанци-

онного останова реактора. В составе аппаратуры комплекта аппаратуры предусмотрен блок бесперебойного питания, содержащий собственные аккумуляторные батареи, что позволяет обеспечить контроль за остановленным после срабатывания аварийной защиты реактором даже при полном отказе внешнего электропитания по обоим фидерам в течение примерно 30 минут.

В настоящее время в мире широко развивается новая технология лучевой терапии – нейтрон-захватная терапия (НЗТ). Эта технология разработана для избирательного воздействия излучения на опухоль. Избирательность воздействия здесь достигается за счет введения в опухоль препарата, содержащего некоторые нуклиды ( $^{10}\text{B}$ ,  $^{157}\text{Gd}$ ), которые обладают существенным сечением захвата тепловых нейтронов по сравнению с другими элементами биологической ткани.

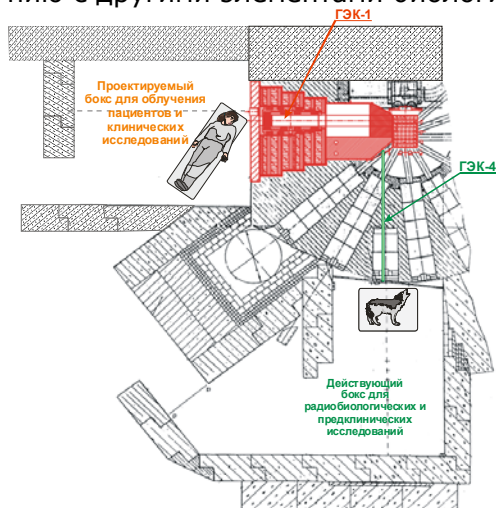


Рис. 3. Схема расположения каналов созданной базы НЗТ на реакторе ИРТ МИФИ.

Первая в России экспериментальная установка для исследований по НЗТ создана на реакторе ИРТ МИФИ. В результате реконструкции касательного канала ГЭК-4 реактора получен пучок тепловых нейтронов ( $8 \cdot 10^8$  н/см<sup>2</sup> с) для проведения исследований по НЗТ (рис.3).

Проведен начальный этап клинических испытаний технологии НЗТ с борсодержащими препаратами на собаках со спонтанной меланомой. Полученные результаты свидетельствуют о высокой эффективности метода лечения. Проводятся исследования по определению содержания  $^{10}\text{B}$  в различных объектах для целей борной нейтрон-захватной терапии (БНЗТ). Эксперименты проводятся по двум направлениям, используя реакцию  $^{10}\text{B}(n, \alpha\gamma)^7\text{Li}$ . Первое направление

использует регистрацию мгновенных квантов с энергией 478 КэВ с помощью спектрометра фотонного излучения. Во втором случае предпринимается попытка зарегистрировать  $\alpha$ -частицы и ионы  $^7\text{Li}$  с помощью трековых твердотельных детекторов.

Впервые проведена НЗТ с отечественным гадолиниевым препаратом Дипентаст спонтанной меланомы собак при интратуморальном введении препарата непосредственно перед облучением. Удалось достичь полной резорбции меланомы после одного сеанса НЗТ.



Рис. 4. Животное до лечения и через 1 год после НЗТ.

Разработана перспективная сочетанная технология НЗТ, которая заключается в облучении вне организма выделенного хирургическим путем органа с раковым очагом, и реимплантации его после облучения на прежнее место. Впервые в мире осуществлено успешное лечение этим методом собаки со спонтанной остеосаркомой.

Проведенные исследования на созданной облучательной базе убедительно доказывают возможность ее использования в клинической практике. Однако эта установка не может быть использована для клинических испытаний, т.к. ограниченные размеры облучательного бокса не позволяют разместить в нем пациента, а также в спектре канала ГЭК-4 мало эпитепловых нейтронов, необходимых для обработки глубоколежащих опухолей.

Для решения этих проблем предложено создать облучательный блок для клинических исследований НЗТ на канале ГЭК-1, проходящем через тепловую колонну (рис. 5). Для этого начаты работы по реконструкции тепловой колонны: проведен демонтаж большей части графита с заменой его блоками комбинированного формирователя спектра тепловых и эпитепловых нейтронов на основе алюминия (рис. 6). При этом существующий шибер заменен на шибер новой поворотной конструкции. В стадии разработки новое коллимирующее устройство. Проведенные предварительные расчеты показали возможность после реконструкции тепловой колонны получить пучок эпитепловых нейтронов ( $\Phi_T > 10^9 \text{ н/см}^2\text{с}$ ) при сопутствующей суммарной дозе быстрых нейтронов и фотонного излучения не более  $8 \cdot 10^{13} \text{ Гр}$  на единицу потока тепловых или эпитепловых нейтронов.

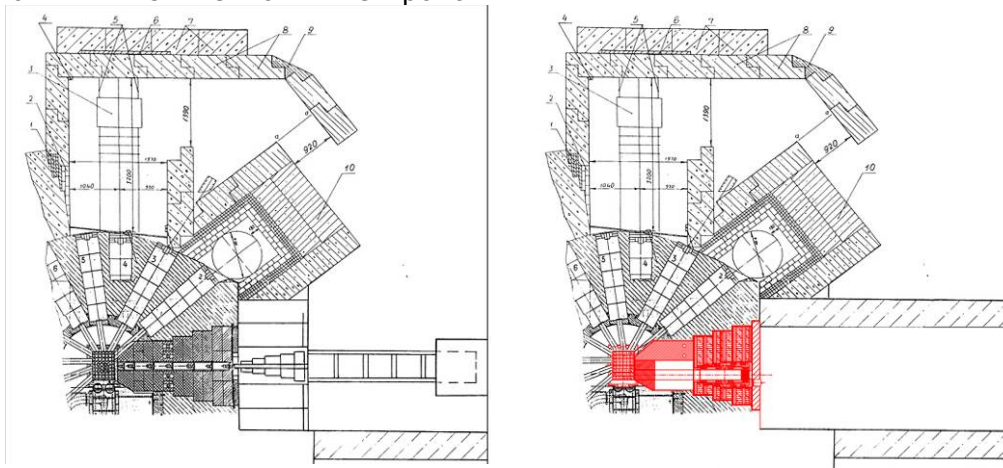


Рис. 5. Планируемая реконструкция тепловой колонны.



Рис. 6. Работы по демонтажу тепловой колонны и монтажу нового оборудования.

На базе этого пучка нейтронов будет создана облучательная клиническая установка для НЗТ, позволяющая обрабатывать как поверхностные, так и глубоколежащие опухоли. Соотношение тепловых и эпитепловых нейтронов в пучке может изменяться с помощью фильтров, содержащих  ${}^6\text{Li}$ . Основные технические решения реконструкции тепловой колонны были обсуждены на 11 и 12 Международных конгрессах по нейтрон-захватной терапии.

После завершения всех работ на реакторе ИРТ МИФИ будет создана первая в России база для проведения специализированных экспериментальных и клинических исследований НЗТ злокачественных опухолей. Работы по созданию медицинской базы для НЗТ предполагается закончить к 2010 году. ▲

**О СОСТОЯНИИ ЯРБ РЕАКТОРА ИРТ-Т**

*Ю.А.Цибульников, И.Н.Григоров, О.Ф.Гусаров, О.М.Худолеева, П.Н.Худолеев  
Томский политехнический университет НИИ ядерной физики, г.Томск, Россия*

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т введен в эксплуатацию после реконструкции, в 1984 году. Лицензия на эксплуатацию выдана ГОУ ВПО ТПУ, срок действия до 31 июля 2010 года. Срок эксплуатации назначен до 2034 года.

Задачи, решаемые на нашем объекте за прошедший год, остались те же:

- НАА,
- Ядерное легирование кремния,
- РФП,
- Радиационная модификация материалов быстрыми нейтронами,
- Лабораторный практикум студентов ТПУ.

Не ослабевает внимание надзорных органов к нашему объекту. За прошедший год на ИРТ-Т проведено 14 инспекций по результатам, которых выданы Акты и Акты – предписания. 11 – оперативных и 3- целевых. В 2008 году все пункты УДЛ, запланированные на год были выполнены. На этот год перенесено выполнение пункта УДЛ, связанное с получением статуса ЭО. В прошлом году удалось утвердить штатное расписание реактора ИРТ-Т и должным образом поднять численность персонала и заработную плату, на сегодняшний момент укомплектованность персонала составляет 75% от нормы. В 2008 году приняты на работу три инженера – физика в службу эксплуатации и в этом году еще два инженера – физика, все выпускники ФТФ ТПУ.

В 2008 году проведены следующие работы по улучшению ЯРБ:

- Прошли Госповерку восемь блоков модулей безопасности «Мираж МБ» системы управления и защиты реактора. По итогам поверки выданы свидетельства на межповерочный интервал – 2 года.
- Восстановлена автоматика системы сбора и возврата протечек (СЛА).
- Восстановлена система аварийного оповещения (САО) физзала реактора.
- Заменена вышедшая из строя ПИК-55 на канале № 3 системы управления и защиты реактора.
- Проведена регенерация теплообменников со стороны второго контура охлаждения реактора.
- Проведен капитальный ремонт шиберов ГЭК-4 и ГЭК-6 с извлечением защитных дисков.
- Проведен капитальный ремонт моторного клапана на одном из вентиляторов системы спецвентиляции В1.
- Проведено техническое освидетельствование (гидроиспытание) оборудования и трубопроводов I контура охлаждения реактора.
- Проведена очистка форсунок градирни второго контура охлаждения от накипи.
- Проведен капитальный ремонт третьего насоса второго контура охлаждения реактора. Выведен на ППР первый насос второго контура охлаждения реактора.
- За 2008 год заменена ионообменная смола в 8 фильтрах очистки воды I контура охлаждения реактора.
- Приобретено необходимое количество СИЗ для персонала реактора и экспериментаторов;
- В здании реактора проведен частичный косметический ремонт.

**О запланированных мероприятиях по повышению ЯРБ на 2009– 2013 гг.**

Намечены следующие мероприятия по реконструкции или продлению срока эксплуатации систем:

- система спецвентиляции – реконструкция – 2009г;
- система приточной вентиляции – замена оборудования – 2009г;
- система газового контроля – частичная замена оборудования – 2009г;
- привода СУЗ – 2013г, продление срока ресурса;
- система ХВО – монтаж и ввод в эксплуатацию системы контроля качества подпиточной воды с отображением информации на пульте управления реактора - 2009г.

**Информация по нерешенным вопросам обеспечения безопасности реактора ИРТ-Т.**

Не решен вопрос о стационарной установке переработки ЖРО.

Не приобретена установка по контролю изотопного состава выбрасываемого воздуха в вентрубу.

Не решен вопрос о выгрузке из бака реактора демонтированного генератора активности.

Не решен вопрос о реконструкции громкоговорящей связи в здании реактора.

#### **Сведения по организации подготовки и поддержанию уровня квалификации персонала.**

Подготовка персонала проводится согласно программе обеспечения качества ПОК(Э). Имеют разрешения на право ведения работ:

- Руководящий персонал – 7чел.
- Оперативный персонал – 6 чел.

В 2008 году прошли подготовку по СУЗ реактора ИРТ-Т весь персонал службы эксплуатации. Два сотрудника службы РБ прошли обучение и стажировку во ВНИИФТРИ. Приняли участие в семинаре МАГАТЭ по «Культуре физической безопасности» в г.Томске пять человек из персонала реактора.

Сдал экзамены на знание рабочего места, прошел стажировку и допущен к работе электромеханик смены реактора.

В 2008 году проведены две противоаварийные тренировки персонала:

1. Аварийное отключение спецвентиляции В1 с привлечением аварийно-технического центра (АТЦ) Минатома России (Северский филиал), взаимодействие с охраной территории промплощадки реактора.
2. Действие персонала при срабатывании СЦР.

#### **Данные о состоянии противоаварийной готовности реактора ИРТ-Т.**

Подготовлена следующая документация:

- инструкция по действиям персонала реактора при возникновении аварийных состояний;
- план мероприятий по защите персонала в случае аварии на реакторе ИРТ-Т;
- на случай аварийной ситуации в рабочем состоянии поддерживаются специальное оборудование и инструмент, система сбора и возврата протечек, СИЗ, приборы радиационного и дозиметрического контроля.

#### **Характеристика выполненных экспериментальных работ на реакторе ИРТ-Т.**

Реактор ИРТ-Т отработал на мощности 2577 часов, произведено 33 цикла нагружения оборудования. За 2008 год произведено 70 циклов нагружения исполнительных механизмов органов регулирования реактора, общее число циклов нагружения ИМ – 2766 при гарантированном –3000.

Флюенс по быстрым нейтронам на донышки ГЭК –  $1.68E21$ , при пределе  $4,5E21$ , флюенс на опорную решетку –  $8,12E20$ , при пределе  $1,6E22$ .

Выпущено 208 генераторов Тс (в прошлом году – 236), произведено раствора для инъекций (Тс) –3000ГБк.

Проведено легирование 1600 кг слитков кремния большого диаметра.

Проведено 4500 элемент – определений антропогенных и редких рассеянных элементов в растительных, лечебных препаратах продукции цветной металлургии.

Для СО РАН отправлено после облучения 9 контейнеров с образцами горных пород и 37 контейнеров с образцами углей и торфа.

В 2008 году на реакторе проведено 129 часов занятий со студентами ТПУ, подготовлены и защищены шесть дипломных работ студентов ФТФ ТПУ.

Производственную и преддипломную практику прошли 10 студентов ТПУ.

#### **Информация о сработавшей системе безопасности.**

В 2008 году было три нарушения категории П 08 и одно нарушение П 09, все нарушения расследовались постоянно действующей комиссией объекта, составлены отчеты по расследованию этих нарушений.

#### **Выполнение программы обеспечения качества при эксплуатации.**

В 2008 году получили разрешение на право ведения работ в области использования атомной энергии четыре человека из руководящего персонала и четыре человека из эксплуатационного персонала (п. 9 Отчета).

Готовятся к сдаче экзамена на должность инженеров-операторов реактора три инженера-физика.

В эксплуатационную документацию своевременно вносились дополнения, связанные с требованиями предписаний СОИ СМТУ и нормативных документов по ЯРБ (п.11. Отчета).

В 2008 году исследовательскому реактору оказывала услуги сторонняя организация, имеющая разрешение на право ведения работ в области использования атомной энергии:

- Томское отделение ВНИПИЭТ – провело геодезическую съемку территории промплощадки реактора для реконструкции ТСО физической защиты.

#### **Данные о коллективных и индивидуальных дозах облучения.**

Сведения о коллективных индивидуальных дозах за 2008 г.

№	Персонал	Коллективные дозы, (чел. – Зв)	Индивидуальные дозы мЗв					Средняя	Отношение дозы отчётного года к дозе предыдущего года
			0 -1	1 - 5	5 -20	20 - 50	> 50		
1	Эксплуатационный	0,09	5	26	2	-	-	2,74	1,27
2	Ремонтный	0,031	1	6	1	-	-	3,87	1,55
3	Экспериментаторы	0,06	4	16	3	-	-	2,65	1,05
4	Всего	0,181	10	48	6	-	-	2,92	1,21
5	Прикомандированные лица	-	-	-	-	-	-	-	-

#### **Данные о характере выполненных ядерно-опасных работах.**

В 2008 году проведены следующие ядерно-опасные работы:

- 04.02.2008 г. из активной зоны реактора выгружена отработавшая восьмитрубная ТВС во временное хранилище бассейна, проведена перегрузка активной зоны по программе № 67;
- 26.03.2008 г. из активной зоны реактора выгружена отработавшая восьмитрубная ТВС во временное хранилище бассейна, проведена перегрузка активной зоны по программе № 68;
- 04.05.2008 г. из активной зоны реактора выгружены две отработавших шеститрубных ТВС под каналами А31, А32, проведена перегрузка активной зоны по программе № 69;
- 24.06.2008 г. в шахту ХОЯТ из временного хранилища бассейна перегружено пять отработавших ТВС;
- 05.11.2008 из активной зоны реактора выгружена отработавшая ТВС во временное хранилище бассейна, проведена перегрузка активной зоны по программе № 70.

При проведении ядерно-опасных работ не было нарушений установленного порядка их проведения.

#### **О работе вытяжных систем объекта.**

Случаев появления токсичных и радиоактивных веществ в рабочих помещениях реактора не было. Фильтры очистки воздуха спецвентиляции находятся в рабочем состоянии.

#### **Информация о состоянии физических барьеров реактора.**

Герметичность первого контура охлаждения реактора проверена гидроиспытанием оборудования и трубопроводов проводимых один раз в четыре года, в 2008 году проведено очередное гидроиспытание.

В 2008 году проведено ТО (наружный осмотр при рабочих параметрах):

- корпусов насосов и трубопроводов первого контура охлаждения;
- теплообменников первого контура охлаждения;
- задерживающей емкости.

Радиационная обстановка в помещениях реактора в пределах контрольных уровней. Контроль за герметичностью ТВЭЛ ведется постоянно по уровню гамма – фона на номинальной мощности.

ВП – 25– 28 мкр/сек.



Т1к- 32- 36 мкр/сек.

Насосная 1к – 6- 9мкр/сек.

Удельная активность теплоносителя первого контура составила 1Е5Бк/л.

Превышений контрольных уровней не было.

По установленному графику проводился контроль герметичности емкостей для хранения ЖРО, все емкости оборудованы уровнемерами и сигнализаторами протечек, информация с этих датчиков выводится на пульт управления реактора.

Хранение ОТВС ИРТ – 3М проводится в шахте – хранилище и во временном хранилище в баке реактора. В шахте – хранилище установлено 30 ОТВС ИРТ-3М. ОТВС ЭК – 10 хранятся в сухих сборках.

Суммарный годовой выброс составил 167,8 Ки/год, ПДВ – 105840 Ки/год.

Сброс радионуклидов с жидкими стоками в открытые водоемы не осуществлялся.

#### **Оценка состояния ЯРБ на реакторе ИРТ-Т за 2008 год.**

Состояние ЯРБ в 2008 году не ухудшилось по сравнению с предыдущим годом. Введенная в эксплуатацию СУЗ на базе модуля безопасности «МИРАЖ – МБ» показывает себя надежной в работе на всех режимах эксплуатации реактора. У нас накоплен достаточный материал по эксплуатации СУЗ и с удовольствием этим опытом готовы поделиться с теми, кто выберет эту систему для своих ИЯУ. Выяснена и устранена причина ложных срабатываний АЗ от сигнала АЗАГ (увеличение газовой активности в надреакторном пространстве).

Устранена неисправность памяти в блоке радиационного контроля БРК. Установлены новые микросхемы и программное обеспечение параметров блоков детектирования.

В 2008 году проведена большая работа по устранению замечаний, отмеченных в предписаниях надзорных органов. В заключении делаю вывод, что состояние ЯРБ на ИРТ-Т является удовлетворительным и возможна дальнейшая безопасная эксплуатация реактора ИРТ-Т. ▲

### **ОПЫТ МОДЕРНИЗАЦИИ И РЕКОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА ИРТ-Т**

*И.Н.Григоров, О.Ф.Гусаров,*

*П.Н.Худолеев, Ю.А.Цибульников.*

*Томский политехнический университет, НИИ ядерной физики,  
г. Томск. Россия.*

Исследовательский ядерный реактор бассейного типа ИРТ-Т, принадлежащий Министерству образования и науки, в настоящее время является единственным действующим исследовательским ядерным реактором на территории Сибири и Дальнего Востока.

Выбор места строительства для ядерного исследовательского реактора был обоснован. Для развития атомной промышленности и энергетики было необходимо готовить высококвалифицированных специалистов в области разработки и управления ядерными установками. Развитие нейтронно-активационного анализа, радиационной химии требовало создания источника нейтронов. Поэтому с момента пуска и по настоящее время основными задачами, решаемыми на ИРТ-Т являются подготовка совместно с факультетами Томского политехнического университета специалистов в области разработки и эксплуатации ядерных установок, использование нейтронного излучения для решения научных и практических задач в области ядерной физики, нейтронно-активационного анализа, радиационной физики и химии, ядерной медицины. Специалисты, выпускники физико-технического и теплоэнергетического факультетов ТПУ, прошедшие практику на ИРТ-Т, в настоящее время по численности составляют около 60 % из числа всех специалистов, работающих на предприятиях атомной промышленности, атомных станциях, химических производствах, судах Военно-морского флота.

Реактор ИРТ-Т был введен в эксплуатацию 22 июля 1967 года.

С момента пуска и по 1970 год активная зона комплектовалась ТВС со стержневыми твэлами типа Эк-10: с обогащением 10% по U-235 и графитовым отражателем. Мощность реактора составляла 2 МВт. В 1971 году была проведена реконструкция активной зоны реактора с установкой нового типа ТВС – ИРТ-2М с обогащением 90%

по U-235 и бериллиевым отражателем. Мощность реактора с такой активной зоной составила 2,5 МВт.

В июле 1977 года в связи с возникшей аварийной ситуацией из-за течи бака реактора и выхода из строя теплообменников было принято решение остановить реактор на реконструкцию.

Коррозия стенок бака возникла по следующим причинам: ошибка, допущенная при монтаже направляющих путей для генератора активности радиационного контура, вследствие чего вода первого контура попала в пространство между стенкой бака и бетонной биологической защитой и при монтаже бака реактора была не в полной мере проведена антикоррозийная обработка секций бака.

В 1979 году в Минвузе РФ был утвержден проект реконструкции реактора ИРТ-Т, который включал в себя следующее:

- замена алюминиевого бака реактора на бак из нержавеющей стали 12Х18Н10Т с толщиной стенки 5 мм с односторонней электрополировкой;
- замена системы теплосъема с активной зоны реактора, переход с эжекторной схемы на прямоточную схему охлаждения, что должно было позволить полностью использовать мощностные характеристики реактора. Монтаж трубопроводов увеличенного диаметра I и II контуров, пяти теплообменников с площадью теплосъема 200 м<sup>2</sup> у каждого, строительство трехсекционной градирни брызгального типа с расходом теплоносителя II контура до 1200 м<sup>3</sup>;
- монтаж и наладка новой системы СУЗ и КИПа, электроснабжения, радиационного контроля, спецвентиляции, сбора жидких радиоактивных отходов;
- установка в активную зону реактора ТВС типа ИРТ-3М и бериллиевый отражатель по активной зоне, а также монтаж внешней тепловой сборки из бериллиевых блоков;
- строительство лабораторного здания с площадью помещений 1000 м<sup>2</sup> и санпропускником, отвечающим санитарным нормам и правилам.

Работы по реконструкции реактора были завершены в 1984 году. В июне 1984 года был проведен физический пуск реактора, а в декабре 1984 года энергетический пуск. В процессе энергопуска было подтверждено, что реактор работает на проектной мощности 6 МВт устойчиво, без каких-нибудь перегрузок в его системе. Запас по мощности без существенных изменений в его системах составляет 1,5, коэффициент запаса до поверхностного кипения составляет 2,42. Проведенные в институте ИРТМ РНЦ «Курчатовский институт» теплогидравлические расчеты показали, что при коэффициенте запаса до поверхностного кипения 1,4 допустимая мощность реактора может составить 11,5 МВт.

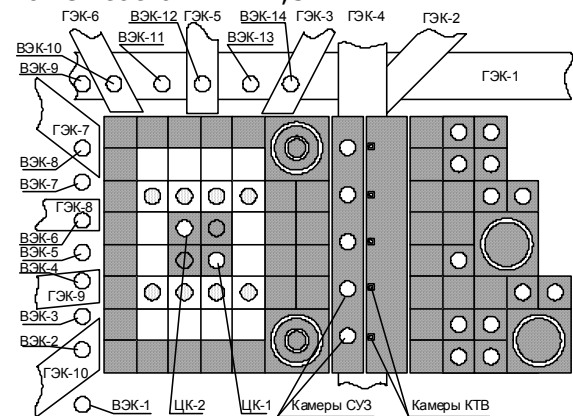


Рис. 1. Компоновка активной зоны реактора ИРТ-Т.

Исследовательский реактор оборудован (рис. 1) 10 горизонтальными экспериментальными каналами, 8 из которых имеют диаметр 100 мм и 2 имеют диаметр 150 мм, 14 вертикальными каналами, имеющими диаметр 52 мм и 4-мя центральными вертикальными каналами диаметрами 37 и 32 мм. Все вертикальные каналы были изготовлены изогнутыми, что позволило отказаться от защитных пробок в этих каналах и позволило осуществлять загрузку образцов в каналы без понижения мощности реактора. На мощности 6 МВт поток тепловых нейтронов в центральных вертикальных каналах составил  $1,1 \cdot 10^{14}$  н/см<sup>2</sup>с., в вертикальных каналах вне активной зоны поток тепловых нейтронов равен в среднем  $5 \cdot 10^{12}$  н/см<sup>2</sup>с.

В 1984 году приказом по Министерству электротехнической промышленности была создана отраслевая лаборатория нейтронно-трансмутационного легирования кремния. На сквозном горизонтальном канале ГЭК-4 было развернуто производство легированного кремния. Совместно с Чернобыльской АЭС решались вопросы обеспечения отечественной промышленности легированным кремнием для производства мощных тиристоров, переключателей, выпрямителей. Легирование также проводи-

лось по контрактам для Германской фирмы Wacker, которая кремний, выращенный в Запорожье и легированный в Томске, сертифицировала по своему высшему стандарту качества.

В настоящее время нейтронно-легированный кремний не востребован отечественной промышленностью и производство ориентировано на бурно развивающийся Китай.

На одном из горизонтальных каналов смонтирована установка для облучения образцов при криогенных температурах. Установка законсервирована из-за отсутствия финансирования.

Разработки по нейтронно-активационному анализу традиционно широко представлены на ядерном реакторе ИРТ-Т. Методики определения благородных, редких и рассеянных элементов, определение следовых количеств веществ в пробах любого состава с привлечением радиохимии всегда были востребованы геологами, геохимиками, разработчиками нефтяных месторождений. Однако в последнее время с общим сокращением финансирования на воспроизводство минерально-сырьевой базы, сокращение финансирования научно-исследовательских работ возможности нейтронно-активационного анализа все менее востребованы.

С 1984 года на ИРТ-Т проводятся работы, связанные с извлечением алмазов, для месторождений в Якутии. В НИИ ядерной физики разработаны способы нанесения радиоактивных меток на алмазы, аппаратура для их регистрации.

В институте разработана и создана экспериментальная установка для поиска эмиссии  $p^0$ -мезонов при вынужденном делении ядер  $U^{235}$  нейтронами в ядерном реакторе. Два черенковских спектрометра полного поглощения для регистрации и измерения энергии двух  $\gamma$ -квантов от распада  $p^0$ -мезонов расположены на выходах двух соосных ГЭКов – ГЭК-2 и ГЭК-10. Эти работы либо дадут возможность обнаружить этот эффект, либо установить самое сильное в мире ограничение на вероятность эмиссии нейтронных пионов при делении ядер.

С 1997 года на ИРТ-Т реализуется проект «Физическая защита». В рамках этого проекта была проведена реконструкция «горячих» камер. На одной из двух «горячих» камер был развернут комплекс, отвечающий требованиям стандарта GMP, по производству радиофармпрепаратов для проведения диагностических исследований в медицинских клиниках. Были разработаны, изготавливаются и поставляются в 15 городов Сибири малогабаритные генераторы технеция-99м. Готовятся к производству терапевтические РФП I-125. Для облучения мишеней из обогащенного Мо-98 задействованы центральные ВЭКи с плотностью потока тепловых нейтронов  $1,1 \cdot 10^{14}$  н/см.с. Сорбционные генераторы технеция «99<sup>m</sup>Tc-ГТ-ТОМ» выпускаются номиналом до 40,0 ГБк.

За последние 5 лет на ИРТ-Т был проведен целый комплекс работ, обеспечивших улучшение ядерной, радиационной и технической безопасности при эксплуатации ядерного реактора.

В 2004 году было вывезено все отработанное топливо на НПО «Маяк». После этого была проведена реконструкция шахты-хранилища отработанного топлива – была произведена замена облицовки шахты-хранилища. На предприятие «Радон» были вывезены все радиоактивные отходы, которые были накоплены как на площадке ИРТ, так и в хранилищах. Была проведена реконструкция градирни. Были заменены распылители, а также были заменены водоулавливающие и направляющие деревянные решетки на конструкции из нержавеющей стали. При этом была увеличена рассеивающая эффективность градирни до 16 МВт тепловой мощности. Но самая большая и ответственная работа была проведена по замене оборудования системы СУЗ реактора, которое к 2004 году исчерпало свой ресурс. Смонтирована и запущена в эксплуатацию система СУЗ, разработанная и изготовленная НПЦ «ЭЛЕГИЯ» - филиалом ФГУП «Красная звезда», на основе модулей безопасности «Мираж-МБ». В это же время была проведена работа по замене оборудования и аппаратуры в системах контроля технологических параметров ядерного реактора (КИП). Технологические параметры, которые заведены в систему аварийной защиты аппарата, обрабатываются по логике – два из трех.

Таким образом на сегодняшний день ядерный реактор ИРТ-Т можно считать новым реактором с разрешенным сроком эксплуатации по основному оборудованию до 2034 года.

Вместе с тем, дальнейшее развитие работ по легированию кремния, получению новых радиофармпрепаратов, реализации работ по созданию Ядерного медицинского центра в г. Томске, разработку комплекса по нейтронно-захватной терапии требует увеличения мощности ядерного реактора.

Руководством института принято решение о начале работ по переводу реактора ИРТ-Т на мощность 12 МВт. В настоящий момент начато проведение организационных мероприятий. ▲

\*\*\*