

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ  
ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»

Открытое акционерное общество  
«Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

**XI РОССИЙСКОЕ СОВЕЩАНИЕ  
«БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ  
ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»**

(Димитровград, 25–30 мая 2009 г.)

Сборник тезисов докладов

Димитровград  
2009

УДК 621.039.58 : 621.039.577(082)

**XI Российское совещание «Безопасность исследовательских ядерных установок»:** сборник тезисов докладов.  
– Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2009. – 45 с.

© Открытое акционерное общество  
«Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский институт  
атомных реакторов»  
(ОАО «ГНЦ НИИАР»), 2009

© Авторы, 2009

ISBN 978-5-94831-102-9

# **АНАЛИЗ ОПЫТА ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ ЗА 1999–2008 ГОДЫ**

**М.Н. Святкин, В.Н. Федулин, П.В. Шорников**  
ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В работе представлены актуальные данные о количестве, типах и эксплуатационном состоянии исследовательских ядерных установок (ИЯУ) России. Отмечено, что продолжается снижение количества действующих ИЯУ и увеличение количества установок, выводимых из эксплуатации. Приведены обобщенные показатели работы ИЯУ России за 1999-2008 годы, полученные на основе анализа информации, поступающей в отраслевой Центр сбора и анализа информации по безопасности исследовательских ядерных установок. Приведены сведения о проводимых исследованиях на ИЯУ и об интенсивности использования исследовательских реакторов. Основное внимание в докладе уделено вопросам безопасности ИЯУ. Подробно рассмотрены результаты анализа нарушений в работе ИЯУ России. Показано, что ядерная и радиационная безопасность эксплуатации ИЯУ обеспечивается.

## **ANALYSIS OF THE EXPERIENCE TO USAGES OF THE RESEARCH NUCLEUS REACTORS OF RUSSIA IN 1999-2008 YEARS**

**M.N. Svyatkin, V.N. Fedulin, P.V. Shornikov**  
(PC «SSC RIAR»)

In work are presented actual given about amount, types and working condition of the research nucleus reactors (RNR) to Russia. It is noted that lasts the reduction an amount acting RNR and increase amount RNR, taken out from usage. The report contains the generalised factors of the work RNR Russia for 1999-2008 years, got on base of the analysis to information, entering in branch Centre of the collection and analysis to information on safety of the research nucleus reactors. They are brought given about conducted study on RNR and about intensities of the use research reactors. The main attention in report is spared questions to safety RNR. In detail considered results of the analysis of the breaches in work RNR Russia. It is shown that nucleus and radiations safety to usages RNR is provided.

# **THE IAEA ACTIVITIES TOWARDS ENHANCED UTILISATION, SUSTAINABILITY AND APPLICATIONS OF RESEARCH REACTORS: FROM NETWORKS AND COALITIONS TO RESEARCH REACTOR DATA BASE**

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

International Atomic Energy Agency

<sup>1</sup>Division of Physical and Chemical Sciences (NAPC)

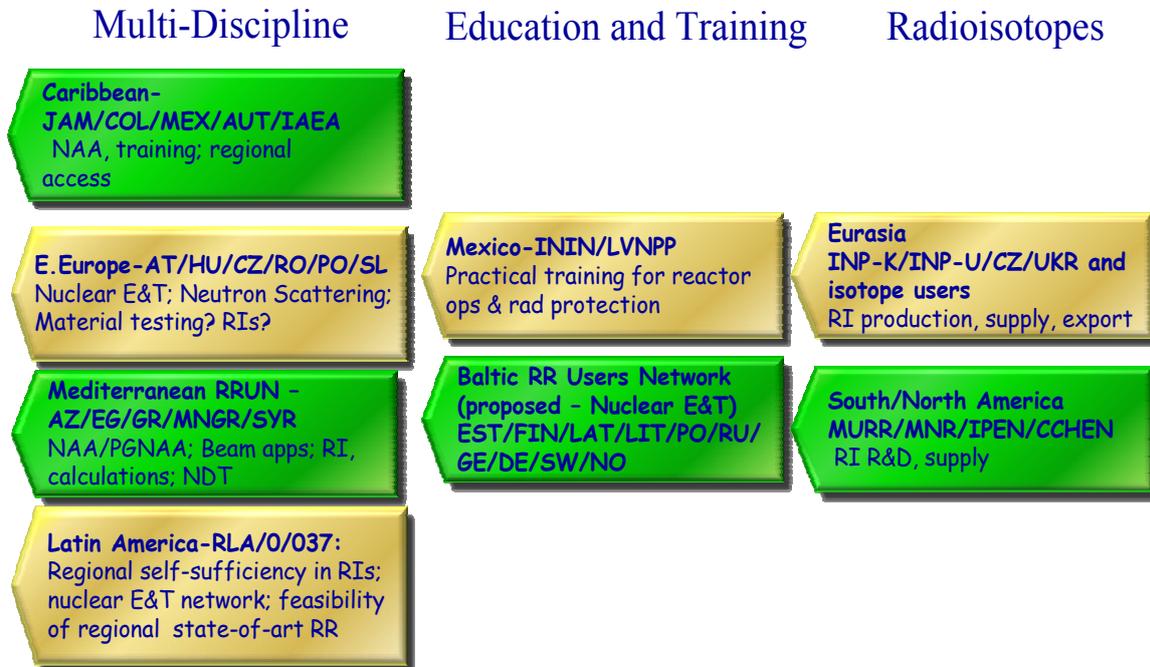
<sup>2</sup>Division of Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology (NEFW)

Wagramer strasse 5, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria

Research reactors (RRs) have played and continue to play an extremely important role in the development of nuclear science and technology. They are used to produce medical and industrial isotopes, for research in physics, biology and materials science, and for scientific education and training. They also occupy an indispensable place in nuclear power programmes. For nuclear research and technology development to continue to prosper, RRs must be safely and reliably operated, efficiently utilised, refurbished when necessary, provided with adequate non-proliferating fuel cycle services and safely decommissioned at the end of life. Of the more than 650 research reactors constructed around the world, about 240 are still operating [1]. Since about 60 % of the operating RRs in the world are over 30 years old, ageing management and safe operation of RRs are priority issues.

Although IAEA has been playing a lead role in all these areas, this paper will concentrate on RR utilisation mainly. As a matter of fact, over the years the thrust of IAEA work has been gradually changing: from the traditional support of fundamental research and training, the focus has moved to helping facilities with strategic planning and sustainability to increase use in more commercial areas. Renewed interest in nuclear power, the worldwide expansion of diagnostic and therapeutic nuclear medicine, extensive use of semiconductors, advanced neutron imaging in the automotive and aeronautic industries or fuel cell development presents new opportunities for operational RRs – including providing services to countries without such facilities. In this new context, the Research Reactor Coalitions (RRC) project, recently promoted and supported by the IAEA [2], aims at consolidation of the international/regional RR sector by establishing coalitions to serve as international/regional user centres. In this way, countries/regions that do not have RRs or are considering closing an old reactor can gain access to nearby facilities which have up to date technical capabilities including high levels of nuclear safety and security. In 2007-2008, with the assistance of the IAEA a number of RR coalitions have been formed in Eastern Europe, Central Asia, Latin

America and Caribbean regions and more are being discussed (e.g., the Baltic, the Mediterranean, Asia/Pacific, African regions,...) covering different areas for collaboration, including radioisotope production, neutron activation analysis, fundamental research, education and training activities (see Fig. 1).



*Fig. 1: Schematic presentation of already formed or initiated RR coalitions [2].*

In the support of the above activities on RR networking and coalitions, recently the IAEA developed the dedicated data base of operational RRs being a specific output of the IAEA computerised Research Reactor Data Base (RRDB) [1]. This new utilisation and application driven RR database (see Fig. 2) aims providing the IAEA Member States with a resource to assist efforts in developing strategies for capacity building, and effective utilization and management of research reactors on a national, regional and international basis through possible coalitions, networks and shared-user facilities. The functionality of this new utility will be briefly explained and working version of it will be distributed for interested participants.

Finally, this paper will outline the path forward planned for the near future to support the RR coalitions and networking activities, with some indications for the RR related efforts in Russia, the Member State hosting the biggest number of operational RR facilities world wide.

Working Material			
Operational RRDB	Geographical Distribution	Reactor Category	Reactor Utilisation
<ul style="list-style-type: none"> <li>Foreword (Home)</li> <li>Contents of RRDB</li> <li>Summary Graphs</li> <li>Editorial Note</li> </ul>	<p style="text-align: center;">Home</p> <p><b>Geographical Distribution:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ All Reactors</li> <li>■ Africa</li> <li>■ America</li> <li>■ Asia / Pacific</li> <li>■ Europe</li> </ul>	<p style="text-align: center;">Summary Graphs</p> <p><b>Reactor Category:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ All Reactors</li> <li>■ Reactor by Flux:               <ul style="list-style-type: none"> <li>- High Flux</li> <li>- Medium Flux</li> <li>- Low Flux</li> </ul> </li> <li>■ Reactor by Age:               <ul style="list-style-type: none"> <li>- Construction / Planned</li> <li>- Less than 40years</li> <li>- Over 40years</li> </ul> </li> </ul>	<p style="text-align: center;">Editorial Note</p> <p><b>Reactor Utilisation:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Utilisation Rate:               <ul style="list-style-type: none"> <li>- High Utilisation</li> <li>- Medium Utilisation</li> <li>- Low Utilisation</li> </ul> </li> <li>■ Material Irradiation</li> <li>■ Isotope Production</li> <li>■ Neutron Scattering</li> <li>■ Neutron Radiography</li> <li>■ NCT</li> <li>■ Activation Analysis</li> <li>■ Transmutation:               <ul style="list-style-type: none"> <li>- Silicon Doping</li> <li>- Gemstone Coloration</li> </ul> </li> <li>■ Geochronology</li> <li>■ Teaching/Training</li> <li>■ Other Applications</li> </ul>

Fig. 2: Contents of a specific output of the IAEA RRDB; only operational RRs are included with emphasis on their utilisation and applications.

## References

- [1] The IAEA Research Reactor Data Base (RRDB), <http://www.iaea.org/worldatom/rrdb/>
- [2] I. N. GOLDMAN, P. ADEL FANG, D. RIDIKAS, K. ALLDRED, N. MOTE, *RESEARCH REACTOR COALITIONS – SECOND YEAR PROGRESS REPORT*, Proceedings of the 13th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management (RRFM2009), 22-25 March 2009, IAEA, Vienna, Austria; available at <http://rrfm2009.org/>.

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

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

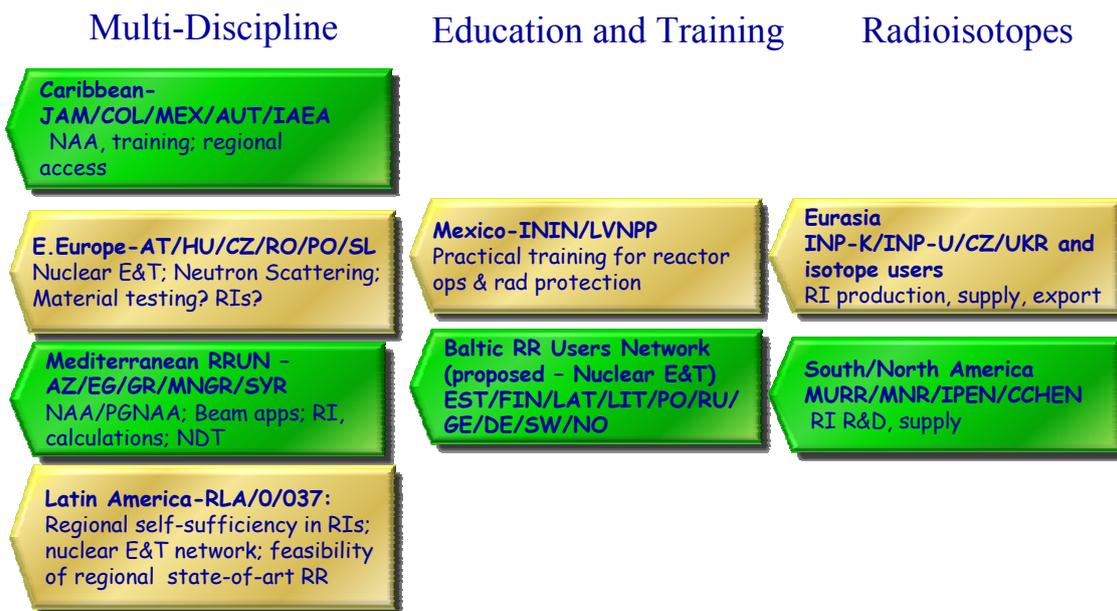
Международное агентство по атомной энергии  
<sup>1</sup>Отделение физических и химических наук (NAPC)

<sup>2</sup>Отделение ядерного топливного цикла и технологии отходов (NEFW)  
Ваграмер Штрассе 5, а/я 100, 1400 г.Вена, Австрия

Исследовательские реакторы (ИР) играли и продолжают играть очень важную роль в развитии ядерной физики 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 [1]. Т.к. около 60 % работающих ИР по всему миру находятся в эксплуатации более 30 лет, первостепенными задачами являются управление старением и безопасная эксплуатация ИР.

Несмотря на то, что МАГАТЭ играло ведущую роль во всех этих областях, этот доклад будет в основном посвящен использованию ИР. 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 большего 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 проект создания объединений исследовательских реакторов (RRC), с недавних пор продвигаемый и поддерживаемый МАГАТЭ [2], направлен на объединение международного/ регионального сектора ИР путем создания объединений 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. В 2007-2008г. при поддержке МАГАТЭ был 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,...), включая различные области для сотрудничества, в т.ч. производство изотопов, нейтронный активационный анализ, фундаментальные исследования, обучение и подготовка специалистов (см. рис.1).



*Рис. 1: Схематическое представление уже сформированных новых объединений ИР [2].*

Для оказания поддержки в осуществлении указанных выше видов деятельности при создании сети и объединений ИР не так давно МАГАТЭ разработало соответствующую базу данных работающих ИР, которая является специальным продуктом компьютерной базы данных по ИР МАГАТЭ (RRDB) [1]. Эта новая база данных по использованию ИР (см. рис.2) призвана обеспечить страны-члены МАГАТЭ ресурсами для оказания помощи при разработке стратегий создания мощностей и эффективного использования и управления ИР на национальном, региональном и международном уровнях с помощью объединений, сетей и установок коллективного пользования. В данной работе будут кратко описаны функциональные возможности такого нового продукта, а также среди заинтересованных участников будет распространена рабочая версия этого продукта.

Итак, в данном докладе в общих чертах представлен путь, запланированный на ближайшее будущее для поддержки объединений ИР и деятельности по организации сети, а также некоторые указания, касающиеся работ с ИР в России, как стране, являющейся членом МАГАТЭ и имеющей самое большое число работающих ИР.

Working Material			
Operational RRDB	Geographical Distribution	Reactor Category	Reactor Utilisation
<ul style="list-style-type: none"> <li>Foreword (Home)</li> <li>Contents of RRDB</li> <li>Summary Graphs</li> <li>Editorial Note</li> </ul>	<p>Home</p> <p><b>Geographical Distribution:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ All Reactors</li> <li>■ Africa</li> <li>■ America</li> <li>■ Asia / Pacific</li> <li>■ Europe</li> </ul>	<p>Summary Graphs</p> <p><b>Reactor Category:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ All Reactors</li> <li>■ Reactor by Flux:               <ul style="list-style-type: none"> <li>- High Flux</li> <li>- Medium Flux</li> <li>- Low Flux</li> </ul> </li> <li>■ Reactor by Age:               <ul style="list-style-type: none"> <li>- Construction / Planned</li> <li>- Less than 40years</li> <li>- Over 40years</li> </ul> </li> </ul>	<p>Editorial Note</p> <p><b>Reactor Utilisation:</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Utilisation Rate:               <ul style="list-style-type: none"> <li>- High Utilisation</li> <li>- Medium Utilisation</li> <li>- Low Utilisation</li> </ul> </li> <li>■ Material Irradiation</li> <li>■ Isotope Production</li> <li>■ Neutron Scattering</li> <li>■ Neutron Radiography</li> <li>■ NCT</li> <li>■ Activation Analysis</li> <li>■ Transmutation:               <ul style="list-style-type: none"> <li>- Silicon Doping</li> <li>- Gemstone Coloration</li> </ul> </li> <li>■ Geochronology</li> <li>■ Teaching/Training</li> <li>■ Other Applications</li> </ul>

Рис. 2: Содержание специального продукта МАГАТЭ RRDB; включены только работающие ИР с акцентом на их использование.

#### Список источников

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

[2] I. N. GOLDMAN, P. ADELFRANG, 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; см. на сайте <http://rrfm2009.org/>.

## THE REGULATORY AUTHORITY APPROACH TO SAFETY OF RESEARCH REACTOR

**Andrzej T. Mikulski**

National Atomic Energy Agency (Poland)

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.

## **ПОДХОД НАДЗОРНЫХ ОРГАНОВ К УПРАВЛЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТЬЮ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА**

**Andrzej T. Mikulski**

National Atomic Energy Agency (Poland)

В настоящее время в Польше эксплуатируется единственный научно-исследовательский реактор и национальное хранилище радиоактивных отходов. Надзорные органы установили специальные правила и процедуры, для проверки безопасности обоих ядерных объектов. Будут представлены детали таких процедур. Они сконцентрированы на:

1. выдаче разрешения (лицензии) на эксплуатацию,
2. разработке процедуры для контроля эксплуатации,
3. правилах регулярных и специальных проверок на ядерных установках,
4. проверке эксплуатации научно-исследовательского реактора (предоставление записей технологических параметров, отчетов о неожиданных событиях, проведение специального анализа по просьбе надзорного органа, выдающего разрешение на отклонения от нормальных эксплуатационных условий и т.п.),
5. мониторинге радиологической ситуации на и вокруг реактора и хранилища,
6. требовании дополнительного подробного анализа в специальных ситуациях,
7. проверке специальной подготовки обслуживающего персонала,

8. разработке компьютерных программ для проверки данных регулярно предоставляемых организацией, эксплуатирующей реактор.

Надзорный орган несет ответственность за тестирование обслуживающего персонала и выдачу им лицензий для данной должности.

Наиболее важная функция надзорного органа относительно обслуживающего персонала – уделять должное внимание «культуре безопасности» в каждом моменте эксплуатации реактора и необходимости прогноза последствий любых принятых решений.

Вышеупомянутые общие правила будут дополнены практическими примерами из нашего опыта контроля научно-исследовательского реактора.

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

**В.А. Гремячкин**

ОАО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

### **1. Общие вопросы безопасности и ядерная безопасность ГНЦ НИИАР**

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 (АРБУС) и ИР РБТ-10/1.

В 2008 году временной коэффициент использования ИР увеличился относительно 2005-2007г.г. для 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. Он заметно уменьшился из-за отсутствия заказов на облучение для РУ РБТ-6 - с 0,43-0,55 до 0,18.

Количество технологических нарушений на всех ИР с внеплановыми остановками увеличилось с 11 до 15, но не превысило среднегодовой уровень нарушений для ИР НИИАР.

Основные причины остановок: отказы во внешних (по отношению к ИР) электросетях (8 остановок) и отказы в СУЗ и технологических защитах (6 остановок).

Все нарушения в работе ИЯУ произошли без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев облучения лиц из числа персонала ИР и загрязнения помещений радиоактивными веществами выше контрольных уровней. По международной шкале ядерных событий (INES) эти нарушения в работе ИР классифицированы уровнем 0 (не существенно для безопасности).

По всем нарушениям проведены комиссионные расследования в соответствии с требованиями НП-027-01.

Нарушений параметров ядерной безопасности на ЯОУ подразделений ядерного топливного цикла в 2008 году не было.

В соответствии 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 по ЯБ.

## **2. Радиационная безопасность**

Одним из показателей состояния радиационной безопасности в институте являются индивидуальные эффективные дозы облучения персонала. Контроль доз облучения персонала 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).

По результатам ИДК превышений предела доз, установленных п. 3.1 НРБ-99, в 2008 г. не зафиксировано. 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 составила 2371 человек. При этом, средняя индивидуальная эффективная доза облучения персонала за 2008 год зарегистрирована на уровне 2,47 мЗв (за 2007 год 2,42 мЗв). 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.

Эксплуатация исследовательских ядерных установок и производств ядерного топливного цикла в ОАО «ГНЦ НИИАР» обуславливают образование газообразных радиоактивных отходов, обращение с которыми предусматривает их многоступенчатую очистку на фильтровальной станции до допустимых уровней с последующим удалением в атмосферу. Контроль выбросов радионуклидов в атмосферу осуществляется Центром радиационного контроля ОАО «ГНЦ НИИАР».

Основной задачей контроля выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду является получение достоверной информации о количественном и качественном составе выбросов с целью сравнения их с допустимыми пределами (нормативами) выброса РВ в атмосферу и управления ими для обеспечения непревышения допустимых величин.

Основной вклад в суммарный выброс радиоактивных веществ предприятия вносят инертные радиоактивные газы. За 2008 г. требования действующего «Разрешения на допустимые пределы (нормативы) выброса радиоактивных веществ в атмосферу ГНЦ НИИАР» соблюдены. Допустимые нормы выбросов (ДНВ) не были превышены ни по одному источнику выбросов.

## **ВЫПОЛНЕНИЕ ПРОГРАММЫ РАБОТ ПО УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЮ И ПРОДЛЕНИЮ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА МИР.М1**

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

В 2001г. в соответствии с решением Коллегии Минатома России была разработана 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 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. Утверждено Решение федеральных органов власти о продлении срока эксплуатации РУ МИР.М1 до 2017 г.

В настоящее время выполнен большой комплекс работ по модернизации и замене элементов и оборудования с истекшим сроком эксплуатации.

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.

Оценивая результаты первых этапов программы, следует отметить обоснованность выбранного подхода усовершенствования и продления срока эксплуатации реакторной установки МИР без длительных остановок реактора с проведением программы экспериментальных работ.

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

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

В работе показан опыт эксплуатации реакторной установки (РУ) РБТ-10/2 в период с 1983 г. по настоящее время. Отражены основные из-

менения проекта принятые по результатам физического пуска реактора. Приведена сравнительная информация о соответствии измеренных при физическом и энергетическом пусках РУ РБТ-10/2 характеристик значениям, указанным в проекте.

Приводятся основные параметры эксплуатации и конструкция основных элементов реакторной установки таких как: бассейн реактора, первый контур, активная зона и ТВС. Описаны первоначальное назначение реактора, и его эволюция, связанная с изменением потребностей заказчика. Дано краткое описание современных применений реактора, таких как: ядерное легирование кремния, радиационное окрашивание минералов, накопление радиоизотопов.

Дано описание работ по модернизации реакторной установки, выполненных в последние годы, связанных с созданием дополнительных каналов теплотехнического контроля и усовершенствованием системы охлаждения реактора.

Показано, что проведенная модернизация первого контура позволяет увеличить расход теплоносителя через активную зону реактора до  $Q=1000 \text{ м}^3/\text{час}$ , что в совокупности с монтажом дополнительных каналов контроля параметров, отвечающих за безопасность, даёт основания рассматривать вопрос о возможности увеличения мощности реактора до 14 МВт.

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

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

Вывод ИР из эксплуатации показан как комплексная задача, охватывающая широкий круг вопросов, начиная от прекращения эксплуатации ИР до полного завершения снятия с эксплуатации.

В докладе изложена концепция вывода из эксплуатации реакторной установки (РУ) РБТ-10/1, приведены работы, планируемые при выводе из эксплуатации, проекты и технологии, разработанные для выполнения работ.

Проект вывода из эксплуатации ИЯУ РБТ-10/1 включает:

- частичный демонтаж оборудования с перепрофилированием,
- использование помещений здания 103, в которых расположено оборудование РУ РБТ-10/1, для улучшения эксплуатационных характеристик и экспериментальных возможностей РУ РБТ-10/2.

Дано краткое описание технологии удаления радиоактивных сред из оборудования и технологических систем, дезактивации оборудования и помещений, демонтажа оборудования и удаления источников ионизи-

рующих излучений из помещений здания 103, удаления твердых, жидких и газообразных отходов при выводе из эксплуатации РУ РБТ-10/1.

Представлены работы, по подготовке к выводу из эксплуатации (2007 г), по проведению экологической экспертизы и получению лицензии на вывод из эксплуатации (2008 г), по выводу из эксплуатации РУ РБТ-10/1 планируемые в 2009 году.

Показано соответствие принципиальной программы и проекта вывода из эксплуатации ИЯУ РБТ-10/1 требованиям нормативной документации.

## **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ВЫСОКОПОТОЧНОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА СМ**

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

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. 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 1991-1992 г.г. реактор имел обозначение СМ-2, после реконструкции – СМ-3.

Реактор сыграл важную роль в обосновании проектных решений при создании серийных отечественных энергетических реакторов, обеспечил выполнение национальной программы получения и исследования свойств трансплутониевых элементов. В ходе эксплуатации реактора накоплен огромный опыт по совершенствованию различных систем и оборудования, повышению безопасности эксплуатации.

В процессе 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. В докладе отражены основные работы, выполненные в ходе проведенных реконструкций, и их результаты.

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 инструментованных 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<sup>0</sup>С и в заданном водно-химическом режиме.

В докладе представлены основные результаты первого этапа модернизации активной зоны, технические характеристики и конструкция разработанных в ходе модернизации экспериментальных устройств, основные показатели работы реактора в период 2000÷2008 г.г

## **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА РБТ-6**

**А.И. Звир, А.Л. Петелин**

**ОАО «ГНЦ НИИАР», Димитровград**

Эксплуатирующийся с 1975 года исследовательский бассейновый водо-водяной реактор РБТ-6 с номинальной мощностью 6 МВт позволяет проводить эксперименты по изучению свойств материалов в процессе длительного облучения при постоянных параметрах и режимах облучения. На протяжении всего периода эксплуатации реактор существенной модернизации не подвергался. Благодаря удачно выбранной схеме реактора, простоте в эксплуатации, он продолжает стабильно работать.

В докладе приведены основные технические характеристики, конструкция реактора и его экспериментальные возможности, основные показатели работы реактора в период 2000÷2008 г.г, показаны работы по расширению его экспериментальных возможностей, выполненные в последние годы.

С целью продления срока эксплуатации реактора на ИЯУ РБТ-6 в 2007 году разработана и утверждена «Общая программа комплексного обследования технического состояния ИЯУ РБТ-6». В настоящее время завершаются начатые в 2008 году работы по обследованию систем и оборудования ИЯУ РБТ-6 с целью установления остаточного ресурса отдельных элементов и оборудования систем реактора, важных для безопасности, и оценке возможности продления их назначенного (проектного) срока службы (эксплуатации). В докладе представлены основные результаты проведенных обследований.

## ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЕРСПЕКТИВЫ РУ БОР-60

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

ИР БОР-60 надёжно и эффективно эксплуатируется уже почти 40 лет (с 1969г.) и в настоящее время остается практически единственным 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.

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 ( $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{153}\text{Gd}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ ) с выработкой тепловой и электрической энергии.

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 и т.д.) типов реакторов от быстрых (БН, «БРЕСТ», СВБР) и тепловых (ВВЭР-1000, 1500, РБМК) до термоядерных (ИТЭР) и реакторов специального назначения.

В докладе приведены основные показатели работы реактора за последние 5 лет.

Важным направлением деятельности является продление срока эксплуатации РУ БОР-60. Проектный ресурс 20 лет превышен в два раза. Разрешенный срок эксплуатации РУ БОР-60 истекает 31.12.2009г. 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 проводятся в соответствии с «Программой работ по продлению срока эксплуатации РУ БОР-60 на период с 2010 г. по 2015 г.».

В докладе представлены основные результаты работ по продлению срока эксплуатации РУ БОР-60 и план дальнейших расчетно-экспериментальных работ по обоснованию продления срока эксплуатации элементов и систем РУ.

## **ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ ВК-50**

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

Представлены основные результаты 44 летней эксплуатации ИЯУ ВК-50.

Показана высокая надежность и простота прямого цикла работы корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя и его преимущества с точки зрения радиационной безопасности.

Приведены мероприятия, выполненные на реакторе для повышения технического уровня его безопасности.

Материаловедческие исследования подтвердили низкий уровень повреждаемости конструкционных материалов контура и возможность продления срока эксплуатации установки.

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

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

Критические сборки широко используют для исследования характеристик различных размножающих систем и в качестве экспериментальной базы для верификации расчетных методов. 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 представлена информация об особенностях эксплуатации и опыте использования критических стенов реакторов СМ-2 и МИР.М1. Приведены основные физические и конструкционные особенности критическихборок, направления проводимых исследований, применение получаемых результатов. Показаны перспективы дальнейшей эксплуатации существующего комплекса критстенов реакторов СМ и МИР.

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

- в обоснование ядерной безопасной эксплуатации реакторов СМ и МИР;
- определение нейтронно-физических характеристик экспериментальных каналов и устройств для этих реакторов;

- выбор средств формирования режимов облучения и согласования заданных режимов испытаний экспериментальных устройств, одновременно облучаемых в реакторе;
- исследования в обоснование концепций модернизации активной зоны, ТВЭЛов и ТВС и принимаемых проектных решений;
- выполнение экспериментов с целью отработки методик расчета нейтронно-физических характеристик реакторов.

В последние годы эксплуатации критстендов реакторов СМ-2 и МИР проведены объемные серии исследований по следующим направлениям:

- 1) Экспериментальное обоснование нейтронно-физических характеристик реактора СМ при изменении компоновки нейтронной ловушки.

В 2002 г. для повышения плотности потока тепловых нейтронов при сохранении количества облучаемых мишеней центральный 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.

В экспериментах на критсборке 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.

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.

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.

- 2) Экспериментальное обоснование возможности перевода реактора СМ на новое, более ураноемкое топливо.

В результате исследований:

- 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 ТВС нового типа;

– 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.

3) Экспериментально исследованы характеристики всех новых экспериментальных устройств, перед их загрузкой в реакторы СМ и МИР.

Для обеспечения безопасной эксплуатации критстендов проводятся работы по техническому обслуживанию систем и оборудования стендов, продлению их ресурса, повышению уровня физической защиты, учета и контроля используемых ядерных материалов, лицензированию деятельности, подготовке персонала.

## **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

Быстрый импульсный реактор ИБР-2 безаварийно отработал более 22-х лет. За эти годы регулярное использование реактора для физических экспериментов подтвердило его высокую эксплуатационную надежность и эффективность, как мощного нейтронного источника. После длительного периода успешной эксплуатации установленные проектом ресурсные ограничения были достигнуты к 2007 г. и реактор был планово остановлен в декабре 2006 г. для выполнения работ по программе модернизации реактора на период до 2010 года.

В докладе представлены:

◆ Краткое описание, основные характеристики ИБР-2 и текущее состояние работ на реакторе.

◆ Программа модернизации реактора ИБР-2. Основные направления работ, сроки, планируемые характеристики реактора после модернизации.

В докладе приведены итоги работы реактора за время эксплуатации. Указываются общие тенденции в изменении технического состояния реактора.

Дано описание основных целей и направлений программы модернизации, представлены фактические данные о выполненных работах и сроках основных этапов программы модернизации.

#### **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., Шарاپов Э.И., Язвичкий Ю.С. ИБР-2 – импульсный реактор периодического действия для нейтронных исследований // Препринт ОИЯИ.- 1977.- P3-10888.

## **THE IBR-2 REACTOR – OPERATING EXPERIENCE AND DEVELOPMENT**

**V.D. Ananiev, A.V. Vinogradov, A.V. Dolgikh**  
Frank Laboratory of Neutron Physics,  
Joint Institute for Nuclear Research (JINR),  
Dubna, Moscow region

The pulsed fast reactor IBR-2 is a pulsed reactor of periodic action (pulsed reactor) and its original difference from other reactors consists in mechanical reactivity modulation with a movable reflector (MR). The movable reflector is a complex mechanical system with a total mass up to 60 t providing for reliable operation of the two parts, which determine reactivity modulation: the main movable reflector (MMR) and the additional movable reflector (AMR). The MMR and AMR rotors rotate in the same direction with different velocities. When both reflectors coincide near the reactor zone, a power pulse is generated. The factors determining the duration of a fast neutron pulse are fast neutron lifetime, configuration and rotation velocity of the rotors [1].

The IBR-2 reactor was put into operation in February 1984. Before a stop in December 2006 the reactor worked on average power 1,5 MW and pulse

repetition rate 5 Hz. Due to its pulse power, equal to 1500 MW, IBR-2 possesses the highest in the world pulsed thermal neutron flux for beam investigations, which is  $10^{16}$  n/cm<sup>2</sup>·s. Pulse duration is 245 μs for fast neutrons and 350 μs for thermal neutrons (behind the 4 cm thick water moderator) [2].

The IBR-2 reactor is used principally for beam studies in solid-state physics (solids and liquids), biology, and material science. The experience of the IBR-2 reactor operation proved it to be a rather effective neutron source, which for many applications is as good as the best sources, based on proton accelerators. Moreover, the development of neutron experiment technique and application of modern developments at the IBR-2 reactor have shown that neutron flux magnitude is of fundamental importance for high efficiency of a pulsed source.

At the same time pulse duration can be different in different experiments. This methodical conclusion can be essential for further development of neutron sources throughout the world. Operating experience of IBR-2 is especially important at present when the interest is aroused in pulsed neutron sources with large pulse duration [3].

The IBR-2 reactor possesses a record neutron flux and yet is a very economic and rather cheap machine. Its construction cost is ~20 M\$ including the cost of buildings, and operating expenses are 1 M\$/year. Due to low average power, activation of the equipment and burning up of the zone go on slowly. Under the established operating regime of 2500 hours per year for physical experiments, the service life is about 20 years for the zone and 7 years for the movable reflector. Accounting for the time under this operating regime, one can see that the service life of the main units of the reactor should end in 2002.

With this account it was considered appropriate to replace units of the reactor where necessary after 2002. The funding difficulties, however, made us to revise the established operating regime to slow down the wearing out of IBR-2 remaining service life, so that the reactor will have its rated resource exhausted by 2007. In this connection the reactor modernization program has elaborated for the period up to 2010. The present concept of the IBR-2 reactor modernization involves carrying out work including development, manufacturing and installation of the reactor equipment. At the same time, accounting for the experience of reactor operation and physical research, the given concept contains a number of novel technical solutions that substantially improve operation and physical reactor characteristics, which permits one to assert that actually in the process of modernization a new IBR-2M reactor is being created [4].

In the report the following basic themes are stated: general description, main characteristics and current state of the reactor. Also the realization of the IBR-2 reactor modernization program and its main directions, terms, results, postnatal modernization IBR-2 parameters are given.

## References:

- [1] E.P.SHABALIN / Fast Pulsed and Burst Reactor, Pergamon Press, Oxford, 1979
- [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] V.L.AKSENOV / Update on pulsed reactor IBR-2 at Dubna, Physica B 174 (1991), North-Holland Publishing Company
- [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] ANANIEV V.D., VINOGRADOV A.V. BABAIEV A.I., SOKOLOV N.B., SHKABURA I.A., GOLOVNIN I.S., IVANOV A.YU., PEREKHOZHEV V.I., SINEL'NIKOV L.P., KOZLOV A.V., SCHERBAKOV YE.N. Investigation of two fuel rods of the IBR-2 reactor. // VNIINM Preprint, 2003.
- [6] ANANIEV V.D., BLOKHINZEV D.I., BULKIN YU.M., BUNIN B.N., VOROBOV YE.D., DOLLEGAL N.A., LUSCHIKOV V.I., OSTANEVICH YU.M., SMIRNOV V.S., FRANK I.M., HRIASTOV N.A., SHABALIN YE.P., SHARAPOV E.I., YAZVITSKII YU.S. IBR-2 – pulsed reactor of periodic operation for neutron investigations // JINR Preprint, P3-10888, 1977.

**УЧЁТ 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**

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

Основной целью 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.

В докладе перечислены зоны баланса материалов и даны описания исследовательских ядерных реакторов, критических стендов и хранилищ ядерных материалов.

В РНЦ «Курчатовский институт» выполняется модернизация и замена систем управления и защиты исследовательских ядерных реакторов и критических стендов на современное, основанное на новой элементной базе и технологиях, повышающих безопасность и надёжность эксплуатации исследовательских ядерных установок.

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 надёжность радиационного и химического контроля и его достоверность.

В рамках 1-го этапа проводятся мероприятия, в том числе, по совершенствованию системы учёта и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.

В докладе подробно описана организация работ по учёту и контролю ядерных материалов и радиоактивных веществ.

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

В настоящее время на учёте в РНЦ «Курчатовский институт» находится большое количество ядерных и специальных неядерных материалов.

Сведения о фактическом наличии ядерных и специальных неядерных материалов в целом по РНЦ «Курчатовский институт» содержатся в инвентаризационной описи специального сырья и делящихся материалов.

Отчётность формируется по приказу Росатома №652 от 12.12.2008.

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.

По вопросам проверки знаний разработаны соответствующие документы, которые введены в действие приказами.

На основании постановления Правительства Российской Федерации от 3 марта 1997 года №240 «Об утверждении Перечня должностей работников объектов использования атомной энергии, которые должны получать разрешения Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности на правоведения работ в области использования атомной энергии» в РНЦ «Курчатовский институт» организовано и проведено получение разрешений Ростехнадзора теми работниками, которые включены в утверждённый Правительством РФ перечень.

Данные разрешения являются высшим аттестационным документом для руководителей и персонала.

# **СОСТОЯНИЕ ЯРБ НА КОМПЛЕКСЕ КРИТСТЕНДОВ**

**С.Г. Антипин**

ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

## **Структура и управление ЭО**

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».

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.

## **Наличие и состояние документации**

Для имеющихся исследовательских ядерных установок (ИЯУ) на эксплуатацию получены лицензии Ростехнадзора. Обращение с ЯМ при их хранении предусмотрено лицензиями на эксплуатацию КС.

Экспериментальные работы проводятся в соответствии с действующими принципиальными и рабочими программами, инструкциями и методиками, нормативной документацией.

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.

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.

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 инспекций Ростехнадзора в соответствии с предписаниями и актами-предписаниями разрабатываются и выполняются планы соответствующих мероприятий.

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.

Основным документом, определяющим деятельность в области качества всех подразделений ЭО, в том числе Службы качества, является Руководство по качеству.

### **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 персонала.

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.

Квалификационные экзамены персонал КС сдает один раз в год. Один раз в год соответствующие руководители и персонал КС проходят медицинский и психофизиологический осмотры. Руководство ЭО и персонал ОАО «ОКБМ Африкантов» имеют личные разрешения Ростехнадзора.

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.

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.

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.

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. Превышения установленных контрольных уровней радиационного контроля не выявлено. Максимальная индивидуальная эффективная доза облучения за 2008 г. не превысила контрольный уровень (10 мЗв в год).

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.

## **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 тот факт, 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.

В докладе приведен сравнительный анализ возможных режимов работы аperiodических импульсных реакторов типа «БАРС». Показаны основные преимущества и недостатки режимов «ожидание» (момент начала развития импульса (теплового самогашения) определяется вероятностными процессами) и «с мощности» (обеспечивается 100 % вероятность инициирования устойчивой цепи делений).

Мировой опыт работы показывает, что только одними мерами технического характера достичь необходимого уровня ядерной и радиационной безопасности весьма трудно. Человек, персонал взаимодействует с техническими средствами, принимает ежедневные управленческие решения, обеспечивает поддержание работоспособности систем обеспечения безопасности. От его знаний, квалификации, приверженности работать по правилам во многом зависит риск аварии.

На примере вероятностной модели возможных проектной и запроектной аварий, связанных исключительно с организационными мероприятиями, дана попытка оценить влияние «человеческого фактора» на реальную и потенциальную безопасность эксплуатации ядерной установки БАРС-4.

«Повысит ли безопасность полётов 3-й пилот?» Что такое «культура безопасности»? Это мотивация персонала или административные проверки?

Нужно ли в будущем все неоружейные ядерные материалы для исключения создания взрывных устройств легировать нейтронопроизводящими изотопами?

По этим и другим вопросам авторы доклада высказывают свое мнение.

## **OPERATION MODES OF BARS-4 PULSE REACTORS SAFETY AND HUMAN FACTOR**

**N.N. Nenadyshin, T.A. Piskureva**

Federal State Unitary Enterprise “Research Institute  
of Scientific Instruments”, Lytkarino, Moscow Region

A characteristic feature of operating aperiodic pulse reactors, including the BARS-4 reactor, is that physical processes of energy release after insertion of reactivity above the high critical condition ( $\rho > \beta$ ) are non-controllable and an initial shutdown of power is defined only by a design of the reactor core. At that, a value of the inserted (realized) reactivity is a defining factor.

The report provides a comparative analysis of possible operating modes of the BARS-4-type aperiodic pulse reactors. The main advantages and disadvantages of the “suspense” modes (a starting moment of pulse development— thermal self- shutdown, is defined by stochastic processes) and the “power operation” mode (a 100% probability of initiating a stable fission chain is provided) are described.

The world experience shows that it is rather difficult to attain the required level of nuclear and radiation safety by technical measures alone. An individual and personnel interact with equipment, take daily management decisions and provide sustainability of security systems. An emergency risk depends in many cases on their knowledge, skills and adherence to rules.

An attempt is given to assess an impact of the human factor on actual and potential operational safety of the BARS-4 nuclear facility using the stochastic model

of possible design-basis and beyond design accidents associated exclusively with organizational actions.

Does the third “pilot” increase the security of flights? What is the security culture? Is it a personnel motivation or administrative checks?

Is it necessary in the future to dope all the non-weapon materials with neutron-produced isotopes to exclude creation of explosive devices?

The authors of the report give their opinions regarding these and other issues.

## **СОСТОЯНИЕ И ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВВ-2М**

**Т.В. Богорятских, А.В. Мелешко, Е.М. Сулимов, В.И. Уваров**  
ФГУП «Институт реакторных материалов»  
г. Заречный, Свердловская обл.

Водо-водяной исследовательский реактор бассейнового типа ИВВ-2М был спроектирован и создан на базе отечественного бассейнового реактора ИРТ-2000. Физической пуск реактора был проведен 23 апреля 1966 года.

В период 1974–1982 гг. была проведена реконструкция реактора, которая обеспечила возможность работы реактора на мощности до 20 МВт при номинальной мощности ТВС до 540 кВт и температуре воды на входе в ТВС 40°C. В настоящее время установленная мощность реактора 15 МВт.

В период 1996–2006 гг. проведен комплекс работ по продлению срока эксплуатации ИР ИВВ-2М, результат которых показал возможность его дальнейшей эксплуатации до 2025 года.

ИР ИВВ-2М используется для проведения: исследований и испытаний топливных и конструкционных материалов, предназначенных для использования в энергетических, промышленных реакторах, в транспортных и космических ядерных установках; исследований физики активных зон и фундаментальных физических исследований; наработки изотопной продукции.

В докладе приведен анализ мероприятий по повышению безопасной эксплуатации реактора, разработанными и реализованными в период с 2007 по 2008 гг.

В докладе:

– приведено описание происшествий с разгерметизацией твэл категории ПО2 по НП-027-01;

– приведены мероприятия, реализованные на реакторе для устранения последствий нарушений и повышения безопасной эксплуатации ИР;

– приведен анализ дозовых затрат персонала, полученных при ликвидации последствий нарушений, происшедших в 2007 году;

– проанализирована безопасность и эффективность использования ИР при проведении исследовательских и экспериментальных работ.

## **STATUS AND OPERATION EXPERIENCE OF RESEARCH REACTOR “IVV-2M”**

**T.V. Bogoryatskih, A.V. Meleshko, E.M. Sulimov, V.I. Uvarov**  
Federal State Unitary Enterprise “Institute of Nuclear Materials”  
Zarechny, Sverdlovsk region

The water-cooled water-moderated pool-type research reactor “IVV-2M” was designed on the basis of the Russian research pool-type reactor “IRT-2000”. The first criticality of the reactor IVV-2M was reached on 23 April 1966.

Modernization of the reactor IVV-2M was performed during 1974 to 1982 that enabled operation of the reactor at thermal power of 20 MW at rated power of fuel assembly of 540 kW and inlet primary water coolant of 40°C. At present, the permitted reactor power is 15 MW.

Works on extension of the reactor operation life were performed during 1996 to 2006 the results of which showed the possibility of its operation up to 2025.

The research reactor IVV-2M is used for research and test of fuel and structural materials designed for power and industrial reactors, vehicle and space nuclear installations, for investigations in the area of core physics, for fundamental physical studies and production of isotopes.

The paper presents the analysis of measures on enhancement of safe operation of the reactor IVV-2M developed and implemented during 2007 to 2008.

In the paper,

– Occurrences of PO2 category (as per Russian Nuclear Regulator Code NP-027-01) with depressurization of fuel assembly are described;

– Measures implemented on the reactor to eliminate the consequences of the occurrences and on enhancement of the reactor safe operation are presented;

– Analysis of staff radiation doses at elimination of the occurrence consequences in 2007 is presented;

– Safety and effectiveness of the reactor use at research and experimental works is analyzed.

### **ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ СО-2М ОАО «ВНИИХТ»**

**В.В. Шаталов, В.В. Кудрявцев, А.П. Матюшин,  
Г.Ю. Петренко, В.П. Скопин**  
ОАО «ВНИИХТ», г. Москва

Вывод из эксплуатации исследовательской ядерной установки с подкритическим стендом СО-2М (рис.1) давно назревшая проблема «Ведущего научно-исследовательского института химической технологии».

Решение о выводе из эксплуатации далось эксплуатирующей организации (ЭО) нелегко. Попытки реанимации установки, необходимой для структурных подразделений организаций, закончились документальной констатацией экономически невыгодного проекта. Установка была остановлена, технологические работы свернуты, распался уникальный коллектив в области нейтронно-активационного анализа и нейтронно-активационных методов обогащения рудного сырья мелких классов. В течение 10 лет установка находилась в режиме временного останова. За это время был сокращен до минимума оперативный персонал, прорабатывался вопрос вывода из эксплуатации ИЯУ СО-2М и поиск финансирования.

Общая координация работ по выводу из эксплуатации ИЯУ СО-2М, возложенная на Департамент обращения с ОЯТ и РАО и выводы из эксплуатации ядерных и радиационно опасных объектов, и осуществляемая в рамках целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года», принесла свои плоды. Процесс вывода из эксплуатации приобрел свои реальные очертания:

- в принятом руководством отрасли решения режима «окончательно-го останова»;
- в подготовленных ЭО программных документах выводы из эксплуатации установки СО-2М;
- в проведенных конкурсах технических проектов по выводу объекта из эксплуатации;
- в реализованных Государственных контрактах эксплуатирующей организации с Госкорпорацией «Росатом» в 2008 году;
- в выполненных работах по Договорам с привлеченными организациями на 2008 год;
- в планируемых работах по подготовке к выводу из эксплуатации и вывода из эксплуатации ИЯУ СО-2М в рамках Государственных контрактов ЭО с Росатомом на 2009-2011 гг. и Договоров с привлеченными организациями.

Эксплуатирующая организация ОАО «ВНИИХТ» провела разработку следующей документации, необходимой для начала работ по выводу из эксплуатации ИЯУ СО-2М, с учетом действующих законодательных и нормативных актов:

- разработка концепции вывода из эксплуатации, включая экономические оценки вариантов вывода из эксплуатации и выбор оптимального варианта;
- разработка Принципиальной программы вывода из эксплуатации ИЯУ СО-2М;
- подготовка и подписание контрактно-договорной документации на выполнение программных мероприятий.

Одним из основных вопросов, решаемых ЭО в первую очередь – это состояние ядерной и радиационной безопасности подкритического стенда (ПКС СО-2М), барьеров безопасности и дозовые нагрузки на персонал во время выполнения демонтажных и транспортировочных работ.

Основной показатель ядерной безопасности подкритического стенда СО-2М – это его подкритичность, которая составляет 5,9 %. Рабочее значение эффективного коэффициента размножения нейтронов (Кэфф.) ПКС СО-2М составляет 0,996. После длительной эксплуатации ПКС СО-2М (физпуск был осуществлен в 1975 г.) замедлитель (полиэтилен) потерял значительную часть своих свойств в результате радиационного разложения полиэтилена и потери водорода, и как следствие, падение Кэфф. Рабочие органы ПКС – стержни аварийной защиты (АЗ) и ручного регулирования (РР) позволяет поддерживать активную зону в глубокой подкритичности (Кэфф.< 0,95), что отвечает требованиям ядерной безопасности при транспортировании ядерных материалов.

При эксплуатации ПКС СО-2М в течение 20 лет в режимах довольно значительной для данного типа установок плотности нейтронных потоков в экспериментальных каналах ( $\sim 10^8$  нейтр./с·см<sup>2</sup>), активность рабочих элементов составила  $1,53 \cdot 10^9$  Бк. Основной вклад дают цезий - 137 ( $7,2 \cdot 10^8$  Бк), стронций – 90 ( $6,6 \cdot 10^8$  Бк), уран – 235 ( $8,4 \cdot 10^7$  Бк), уран – 238 ( $8,4 \cdot 10^7$  Бк). При массе сборки 1 кг по урану 235 топливо подпадает в категорию «необлученного урана», содержащего не более 9 МБк продуктов деления на 1 г урана – 235 («Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» НП-053-04, п. 13).

Как показали проведенные радиационные обследования после удаления внешних источников нейтронов изотопа Cf-252, мощность дозы на поверхности транспортного контейнера с активной зоной составит 65 мкЗв/час, а на расстоянии 1 метра – 7,3 мкЗв/час. 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, ближайшая к активной зоне часть бетонной защиты и ее стальная оболочка. Наведенной активностью других элементов конструкции можно пренебречь.

## Технологическая схема ИЯУ СО-2М

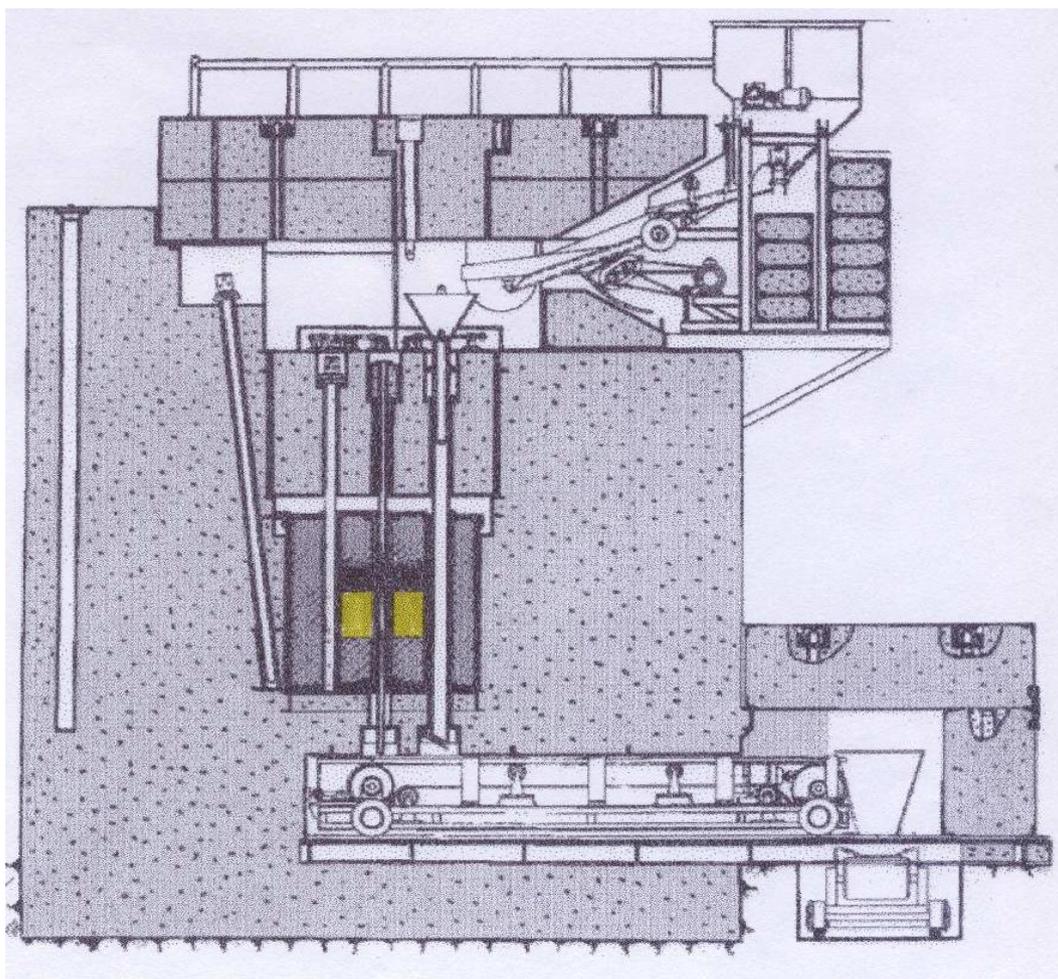


Рисунок 1

### *Основные технические характеристики установки*

1. Тип подкритической сборки – подкритический нейтронный размножитель с твердогомогенной активной зоной.
2. Ядерное топливо - двуокись урана, диспергированная в полиэтиленовой матрице.
3. Загрузка по урану-235 – 1047,38 г.
4. Обогащение по урану-235 – 36 %.
5. Количество тепловыделяющих элементов – 34 шт.
6. Замедлитель – полиэтилен.
7. Отражатель – графит, полиэтилен.
8. Геометрическая форма активной зоны и отражателя – цилиндр.
9.  $K_{эфф.} = 0,996$ ;  $K_{эфф. max} = 0,998$ .
10. Экспериментальные и загрузочные устройства:
  - ВЭК-1,  $\varnothing$  53 мм – для нейтронной активации, транспортировки и измерения образцов короткоживущих изотопов; вносимая положительная реактивность – не более 0,01 %;
  - ВЭК-2,  $\varnothing$  65 мм – для нейтронной активации, транспортировки и измерения образцов долгоживущих изотопов; вносимая положительная реактивность – не более 0,02 %;
  - РК,  $\varnothing$  100 мм – сквозной вертикальный канал для нейтронной активации и транспортировки к узлу измерения сплошного непрерывного потока исследуемых материалов; вносимая положительная реактивность – не более 0,05 %.

## **ВВР-Ц – ЭТАПЫ РЕКОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА**

**О.Ю. Кочнов, Н.Д. Лукин**  
ГНЦ ФГУП НИФХИ им. Л.Я. Карпова,  
г. Обнинск

Исследовательский ядерный реактор ВВР-ц (15 МВт) находится в эксплуатации с 1964 г. в ФГУП «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» в г. Обнинске. ВВР-ц представляет собой гетерогенный, водо-водяной реактор бассейнового типа. Реактор был специализирован для проведения широкого круга работ в области радиационной химии, структурных и материаловедческих 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.

С 1980 г. на базе реактора действует и развивается производство радионуклидов медицинского назначения и радиофармпрепаратов (РФП) на их основе. Учитывая успешность развития этого направления, 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. В 1990 г. построено здание для сбора и временного хранения жидких радиоактивных отходов. К настоящему моменту изменились нормативные требования, как следствие, невведенное в эксплуатацию здание требует реконструкции;
2. В 2000 г. взамен устаревшей и обветшавшей мокрой пленочной градирни вентиляторного типа смонтирована новая, с применением современных полимерных материалов. Существенно улучшился теплосъем второго контура реактора, что позволило реактору работать на более высоком уровне мощности.
3. Продолжается строительство здания для временного хранения твердых радиоактивных отходов;

В реакторном здании выполнен ряд мероприятий необходимых для замены реактора. По замене основного оборудования выполнены следующие мероприятия:

1. В 2006 г. заменены теплообменники 1-го контура ВВР-ц, часть запорно-регулирующей арматуры, расходомерное устройство, поло-

вина трубопроводов 1-го контура, часть контрольно-измерительных приборов на щите управления.

2. В 2007 г. введен в эксплуатацию канал контроля и автоматического управления мощностью реактора №АСУЗ-ОРЗ (г. Москва);
3. В 2008 г. Завершено строительство временного хранилища для отработавших ТВС на 416 яч. Заменены три из пяти циркуляционных насосов 2-го контура охлаждения, а также пять напорных задвижек. Заменены три запорно-регулирующих задвижки на Т/О со стороны 2-го контура.
4. С 2008 г. в рамках Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» начато проектирование ряда зданий и сооружений для переработки и временному хранению твердых и жидких радиоактивных отходов.
5. В 2009 г. начато изготовление главных циркуляционных насосов 1-го контура. Начато изготовление бака реактора ИВВ.10 М.
6. Лицензия Госатомнадзора на эксплуатацию ИР ВВР-ц имеется до 2009 г. Расчетами показана возможность эксплуатации 1-го контура до 2014 г. В настоящий момент ведется работа по продлению лицензии, а также ресурса оборудования реактора совместно с ГСПИ, НИКИМТ, НИКИЭТ и т.д.

Необходимо отметить, что все работы производятся без прерывания технологических циклов ВВР-ц. Реактор производит радиофармацевтическую и другую продукцию, тем самым, покрывая дефицит бюджетного финансирования, поэтому длительные перерывы в его работе недопустимы.

## **О СОСТОЯНИИ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т**

**Ю.А. Цибульников, И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров,  
О.М. Худолева, П.Н. Худолев**

Томский политехнический университет НИИ ядерной физики,  
г. Томск

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т введен в эксплуатацию после реконструкции в 1984 году. Ядерный реактор эксплуатируется недельными циклами на мощности 6 МВт. В связи с заявленными меро-

приятными по подготовке увеличения мощности ядерного реактора ИРТ-Т до 10 МВт проведена полномасштабная реконструкция систем управления и защиты, контроля технологических параметров и радиационного контроля. В 2009 году планируется ввод в эксплуатацию системы контроля параметров теплоносителя первого контура охлаждения активной зоны на современной элементной базе с сохранением данных в рабочую станцию отображения параметров рабочей среды.

## **ОПЫТ МОДЕРНИЗАЦИИ И РЕКОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА ИРТ-Т**

**Ю.А. Цибульников, О.Ф. Гусаров,  
П.Н. Худолев, И.Н. Григоров**

Томский политехнический университет НИИ ядерной физики,  
г. Томск

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т введен в эксплуатацию в 1967 году. С момента пуска и до 1970 года активная зона реактора была загружена ТВС типа ЭК-10 с графитовым отражателем. В 1971 году была проведена первая реконструкция активной зоны реактора с переходом на ТВС типа ИРТ с 90% обогащением U-235 и бериллиевый отражатель. Это позволило увеличить мощность реактора до 2,5 МВт.

Полномасштабная реконструкция с 1977 года по 1984 год позволила увеличить мощность до 6 МВт.

В 2004 году начаты подготовительные работы по увеличению мощности реактора до 10÷12 МВт.

В докладе представлены результаты реконструкции технологических систем, систем СУЗ, контроля технологических параметров, радиационного контроля и работ по определению состояния бетона биологической защиты.

# **АСПЕКТЫ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ СИСТЕМЫ ИНФОРМАЦИОННОЙ ПОДДЕРЖКИ ГОСУДАРСТВЕННОГО КОНТРОЛЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ПРИ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ВОЗНИКНОВЕНИИ НЕШТАТНЫХ СИТУАЦИЙ**

**А.И. Сапожников**

Федеральная служба по экологическому,  
технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор)

**А.С. Григорьев**

Межрегиональное территориальное управление по информационным  
технологиям и защите информации (МТУИТЗИ) Ростехнадзора

**В.В. Парамонов, Д.А. Поляков**

ФГУ «Научно-технический центр по ядерной  
и радиационной безопасности» (НТЦ ЯРБ)

**А.И. Охрименко**

ОАО «Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (ОАО  
«ГНЦ НИИАР»)

**В.С. Дикарев**

ФГУ Российский научный центр «Курчатовский институт»  
(РНЦ «Курчатовский институт»)

Эксплуатация сооружений и комплексов с исследовательскими ядерными установками (ИЯУ) сопровождается определенным риском возникновения опасных радиационных последствий для населения, персонала и окружающей природной среды. В докладе обосновывается необходимость и поставлены задачи совершенствования системы информационной поддержки государственного контроля ИЯУ при нормальной эксплуатации и возникновении штатных ситуаций.

Современные информационные технологии предоставляют дополнительные возможности и средства для повышения культуры безопасности, как в эксплуатирующих организациях, так и в федеральных органах исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственный контроль (надзор) за состоянием ядерной и радиационной безопасности в эксплуатирующих организациях.

Подходы по совершенствованию 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). Решением секции эксплуатирующим организациям было рекомендовано подготовить бюджетные заявки на разработку и размещение программно-технических комплексов систем информацион-

ной поддержки персонала ИЯУ. В рамках реализации Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» планируется научно-техническая деятельность по совершенствованию компьютерных систем контроля ИЯУ.

Основная цель состоит в том, чтобы обеспечить персонал ИЯУ, работников специальных служб, осуществляющих контроль за безопасностью, руководство эксплуатирующих организаций оперативной, полной, объективной и достоверной информацией в требуемый момент времени для осуществления нормальной эксплуатации ИЯУ, а также для принятия обоснованных решений при возникновении нештатных ситуаций и аварий.

Часть этой информации должна быть доступна Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) - 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).

В существующей системе информационного обмена эксплуатирующих организаций и Ростехнадзора не всегда возможно своевременное получение достоверной и полной информации о состоянии ИЯУ по следующим основным обстоятельствам и причинам:

1) отсутствие или недостатки организации работы созданных в эксплуатирующих организациях специальных служб, осуществляющих контроль за безопасностью,

2) сокращение по различным причинам численности государственных инспекторов в Межрегиональных территориальных управлениях по надзору за ядерной и радиационной безопасностью Ростехнадзора (далее - МТУ ЯРБ),

3) трудоёмкость хранения проектной и эксплуатационной документации на бумажных носителях старых ИЯУ, а также сложность оперативного получения, обработки исходных данных о состоянии ИЯУ и подготовки отчётных документов для передачи традиционными средствами, в том числе при возникновении нарушений нормальной эксплуатации ИЯУ.

Как свидетельствует практика надзора, нарушения требований федеральных норм и правил в части обеспечения аварийной готовности и реагирования приводят к снижению культуры безопасности в целом и нарушениям в работе ИЯУ, в том числе имеющих радиационные последствия.

Повышению культуры безопасности может способствовать дополнение существующего традиционного аппаратно-технического комплекса

(бумажный носитель информации, телефонные средства связи, факс) современными информационными, информационно-измерительными и информационно-вычислительными системами, позволяющими внедрить в практику усовершенствованные процедуры аварийной готовности и реагирования.

В настоящее время в Ростехнадзоре функционирует Информационно-аналитический центр (ИАЦ), 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).

Концепция информатизации Ростехнадзора, разработанная с учетом федеральной целевой программы "Электронная Россия (2002–2010 годы)", является методической основой при планировании и проведении работ в области информатизации деятельности службы. В этой связи целесообразно в режиме повседневной деятельности ИАЦ использовать его ресурсы для сбора и обработки информации, поступающей от МТУ ЯРБ о результатах надзорной деятельности, хранения части эксплуатационных документов и данных ИЯУ. С учетом проводимой в настоящее время реорганизации структуры Ростехнадзора, сокращения численности центрального аппарата и МТУ ЯРБ, функции ИАЦ должны быть дополнены следующими информационными функциями:

- функцией 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 МТО ЯРБ (акты проведенных инспекций, квартальные отчеты, и пр.);

- функцией подготовки и поддержания квалификации работников ИАЦ и рабочих групп по анализу аварийной ситуации (задача аварийной готовности).

В 2005-2008 годах Ростехнадзор во взаимодействии с ОАО «ГНЦ НИИАР» и ФГУ РНЦ «Курчатовский институт» выполнил работы по пилотному проекту «Совершенствование аварийной готовности и реагирования на ИЯУ» (RUS/9/005) в рамках технического сотрудничества с МАГАТЭ. Целью реализации пилотного проекта 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 информационно-аналитический центр (ИАЦ) Ростехнадзора и три ИЯУ, принадлежащие двум различным ведомствам.

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 в здании ИЯУ. Внешними клиентами для ЦИП являются другие уполномоченные службы и организации (специальные службы эксплуатирующей организации, осуществляющие контроль за безопасностью ОИАЭ, ситуационно-кризисные центры, 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, могут быть расположены вне территории площадки ИЯУ (например, в региональном ситуационном центре местной администрации). Предполагается применение свободных в распространении программного обеспечения, персональных компьютеров и серверов. Системные функции основаны на использовании технологий Интернет и Интранет.

Идеология ЦИП принимается для создания системы информационного обеспечения центра аварийной поддержки Ростехнадзора 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 МТУ ЯРБ, а также Межрегиональным территориальным управлением по информационным технологиям и защите информации (МТУИТЗИ) Ростехнадзора.

На основе результатов работы, проведенной Ростехнадзором, НТЦ ЯРБ, ОАО «ГНЦ НИИАР», РНЦ «Курчатовский институт» по формированию концепции совершенствования системы информационной поддержки государственного контроля ИЯУ при нормальной эксплуатации и возникновении нештатных ситуаций сделаны следующие выводы:

1. Масштаб задач совершенствования системы требует комплексного и системного подхода, координации взаимодействия различных ведомств и федеральных органов исполнительной власти на основе реализации мероприятий федеральных целевых программ.
2. Реализация пилотного проекта «Совершенствование аварийной готовности и реагирования на ИЯУ» (RUS/9/005) в рамках технического сотрудничества с МАГАТЭ, охватывающего Информационно-аналитический центр Ростехнадзора, ОАО «ГНЦ НИИАР» (установки БОР-60 и МИР-М1)

и РНЦ «Курчатовский институт» установка ИР-8) обеспечивает методические подходы реализации информационной системы.

3. Для совершенствования информационной системы имеются все необходимые предпосылки:

- обоснована необходимость создания системы, основанной на современных информационных технологиях;

- имеются финансовые механизмы обеспечения 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)»;

- определены задачи и планы научно-технической деятельности НТЦ ЯРБ, ОАО «ГНЦ НИИАР», РНЦ «Курчатовский институт» по реализации концепции совершенствования информационной системы.

4. Концепция совершенствования информационной системы, основанная на создании и развитии ЦИП и АРМ инспектора, поддерживается МТУ ЯРБ, МТУИТЗИ Ростехнадзора.

5. Опытная эксплуатация пилотного образца информационной системы позволит принять обоснованное решение о внедрении в практику процедур аварийного реагирования в соответствии с современными требованиями международных стандартов.

## СОДЕРЖАНИЕ

Анализ опыта эксплуатации исследовательских ядерных установок России за 1999–2008 годы. М.Н. Святкин, В.Н. Федулин, П.В. Шорников, (ОАО «ГНЦ НИИАР») .....	3
The IAEA activities towards enhanced utilization, sustainability and applications of research reactors: from networks and coalitions to research reactor data base. D. Ridikas, E. Fossier, C. Nuviadenu (IAEA, NARPC) I.N. Goldman, P. Adelfang, E.E. Bradley (IAEA, NEFW).....	4
The regulatory authority approach to safety of research reactor. Andrzej T. Mikulski (National Atomic Energy Agency, Poland) .....	6
О состоянии безопасности исследовательских ядерных установок и производств ядерного топливного цикла в ОАО «ГНЦ НИИАР». В.А. Гремячкин (ОАО «ГНЦ НИИАР»).....	8
Выполнение программы работ по усовершенствованию и продлению срока эксплуатации реактора МИР. М1. С.В. Романовский, А.Л. Ижутов, С.А. Киверов, В.А. Свистунов (ОАО «ГНЦ НИИАР») .....	10
Опыт эксплуатации реакторной установки РБТ-10/2. С.А. Киверов, А.Л. Ижутов, С.В. Романовский, В.А. Свистунов (ОАО «ГНЦ НИИАР») .....	10
Вывод из эксплуатации реакторной установки РБТ-10/1. В.А. Свистунов, А.Л. Ижутов, С.В. Романовский, С.А. Киверов (ОАО «ГНЦ НИИАР») .....	11
Опыт эксплуатации высокопоточного исследовательского реактора СМ. А.И. Звир, М.Н. Святкин, А.Л. Петелин (ОАО «ГНЦ НИИАР»).....	12
Опыт эксплуатации реактора РБТ-6. А.И. Звир, А.Л. Петелин (ОАО «ГНЦ НИИАР»).....	13
Опыт эксплуатации и перспективы РУ БОР-60. Ю.М. Крашенинников, А.С. Корольков, Ю.Л. Ревякин (ОАО «ГНЦ НИИАР») .....	14
Опыт эксплуатации исследовательской ядерной установки ВК-50. А.С. Курский, В.М. Ещеркин, В.Е. Шмелев, Д.П. Протопопов, Н.П. Туртаев (ОАО «ГНЦ НИИАР»).....	15
Опыт эксплуатации критических стэндов реакторов СМ-2 и МИР. М1 в ГНЦ НИИАР. А.П. Малков, Ю.А. Краснов (ОАО «ГНЦ НИИАР») .....	15

Реактор ИБР-2 – опыт эксплуатации и перспективы развития. В.Д. Ананьев, А.В. Виноградов, А.В. Долгих (ОИЯИ) .....	17
Учёт 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. Мыщык, В.Н. Рожнов, А.С. Соболев (РНЦ «КИ»).....	20
Состояние ЯРБ на комплексе критстендов. С.Г. Антипин (ОАО «ОКБМ Африкантов»).....	22
Режимы работы импульсных реакторов «БАРС», безопасность и человеческий фактор. Н.Н. Ненадышин, Т.А. Пискурёва (ФГУП «НИИП») .....	25
Состояние и опыт эксплуатации исследовательского реактора ИВВ-2М. Т.В. Богорятских, А.В. Мелешко, Е.М. Сулимов, В.И. Уваров (ФГУП «ИРМ»).....	27
Вывод из эксплуатации исследовательской ядерной установки СО-2М ОАО «ВНИИХТ». В.В. Шаталов, В.В. Кудрявцев, А.П. Матюшин, Г.Ю. Петренко, В.П. Скопин (ОАО «ВНИИХТ»).....	28
ВВР-ц – этапы реконструкции реактора. О.Ю. Кочнов, Н.Д. Лукин (ГНЦ ФГУП НИФХИ им. Л.Я. Карпова).....	32
О состоянии ядерной и радиационной безопасности ядерного реактора ИРТ-Т. Ю.А. Цибульников, И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров, О.М. Худолева, П.Н. Худолев (Томский политехнический университет НИИ ядерной физики) .....	33
Опыт модернизации и реконструкции реактора ИРТ-Т. Ю.А. Цибульников, О.Ф. Гусаров, П.Н. Худолев, И.Н. Григоров (Томский политехнический университет НИИ ядерной физики).....	34
Аспекты совершенствования системы информационной поддержки государственного контроля исследовательских ядерных установок при нормальной эксплуатации и возникновении нештатных ситуаций. А.И. Сапожников (Ростехнадзор), А.С. Григорьев (МТУИТЗИ Ростехнадзора), В.В. Парамонов, Д.А. Поляков (НТЦ ЯРБ), А.И. Охрименко (ОАО «ГНЦ НИИАР»), В.С. Дикарев (РНЦ «КИ») .....	35

Научное издание

**XI РОССИЙСКОЕ СОВЕЩАНИЕ  
«Безопасность исследовательских ядерных установок»**

Сборник тезисов докладов

Ответственный за выпуск В.Н. Федулин

Издательская подготовка Н.И. Крайновой  
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной

Подписано в печать 19.05.2009. Формат 60×84/16.  
Уч.-изд. л. 2,8. Тираж 80 экз.

Открытое акционерное общество  
«Государственный научный центр –  
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»  
433510, г. Димитровград-10 Ульяновской области