



НИИАР



ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»



**МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»
В СОТРУДНИЧЕСТВЕ С МАГАТЭ**

Димитровград, 22–24 мая 2017 г.

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

**ДИМИТРОВГРАД
2017**

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

«БЕЗОПАСНОСТЬ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК» (в сотрудничестве с МАГАТЭ)

Димитровград, 22–24 мая 2017 г.

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2017

УДК 621.039.58
ГРНТИ 58.33.02
ББК 31.46

Международная конференция «Безопасность исследовательских ядерных установок» (в сотрудничестве с МАГАТЭ), Димитровград, 22–24 мая 2017 г.: тезисы докладов. — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2017. — 94 с.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на международной конференции «Безопасность исследовательских ядерных установок», проходившей 22–24 мая 2017 года в городе Димитровграде Ульяновской области (Россия). Целью конференции было обсуждение опыта эксплуатации и анализ состояния ядерной и радиационной безопасности реакторов. На конференции рассматривались следующие вопросы, касающиеся исследовательских ядерных установок:

- ◆ опыт эксплуатации и вывода из эксплуатации (состояние ядерной и радиационной безопасности, барьеров безопасности, дозовые нагрузки и т.д.);
- ◆ мероприятия по повышению ядерной и радиационной безопасности;
- ◆ модернизация и реконструкция ядерных установок и сооружение новых;
- ◆ экспериментальные возможности использования;
- ◆ вопросы повышения культуры безопасности и подготовки персонала (состояние, проблемы, предложения);
- ◆ обращение с отработавшим ядерным топливом исследовательских реакторов (состояние хранилищ, схемы обращения с топливом и вопросы безопасности при обращении с ним, проблемы).

В сборнике, предназначенном для специалистов по эксплуатации исследовательских ядерных установок, представлены тезисы докладов соответствующей тематики.

Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.

ISBN 978-5-94831-151-7

© Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский
институт атомных реакторов»
(АО «ГНЦ НИИАР»), 2017

IAEA ACTIVITIES ON THE SAFETY OF RESEARCH REACTORS: 2017 UPDATE

D.F. Sears, A. Shokr, W. Kennedy, D. Rao

Research Reactor Safety Section, Division of Nuclear Installation Safety,
International Atomic Energy Agency,
Vienna, Austria

The IAEA conducts a broad range of activities to enhance the safety of research reactors worldwide. The objective is to support Member States in achieving and maintaining a high level of safety throughout all the stages in the lifetime of a research reactor. The focus is on improving regulatory effectiveness and enhancing the management of the safety of the facilities through the effective application of the Code of Conduct on the Safety of Research Reactors.

One of the key IAEA activities is the development of safety standards and supporting technical documents. These standards reflect international consensus on what constitutes a high level of safety, cover all areas important to the safety of research reactors, and form the basis of the IAEA safety review services for research reactors, including Integrated Safety Assessment for Research Reactors (INSARR) missions, safety reviews and expert missions. The IAEA safety standard on the safety of research reactors was recently revised and published in September 2016 as IAEA Safety Standards Series No. SSR-3, *Safety of Research Reactors*. While most of the technical requirements are largely unchanged, SSR-3 covers subcritical assemblies, addresses the interface between safety and security and incorporates the relevant feedback from the accident at the Fukushima-Daiichi NPP.

The IAEA also supports capacity building, disseminates operating experience, and promotes information networks and the exchange of operating experience. This is done through training workshops and technical meetings, group fellowship training courses and coordinated research projects. The IAEA operates the Incident Reporting System for Research Reactors (IRSRR) and organizes regular meetings for the exchange of operating experience.

Several Member States are considering or embarking on new research reactor projects. The IAEA supports Member States with developing the necessary safety infrastructure through advisory services, expert missions and publications on implementing new research reactor projects.

This paper describes the safety issues and challenges for research reactors and the IAEA activities to enhance the safety of research reactors. Recent progress and achievements in improving research reactor safety worldwide and the strategy for implementing further safety improvements are also presented.

IAEA ACTIVITIES IN SUPPORT OF RESEARCH REACTORS

A. Borio Di Tigliole, D. Ridikas, M. Voronov

International Atomic Energy Agency,
Vienna International Centre, Vienna, Austria

The sustainability of RRs life-cycle is an issue of major concern, also considering that the majority of the existing RRs have reached 40 years of operation. Member States are increasingly seeking Agency's assistance in addressing the main challenges related to research reactor sustainable operation and effective utilization as well as in building new and accessing existing reactors for developing their national nuclear science and technology programmes and strategies, including capacity building for nuclear power.

The IAEA's Research Reactor Section works with Member States and provides support in every step of the research reactor lifetime : from the initial decision to build a research reactor, to ensuring safe and effective utilization, through a lifetime of operation and maintenance, and to final decommissioning and disposal of spent nuclear fuel. The Research Reactor Section assists the Member States individually, regionally, and through international networks to carry out its activities. One of the examples of such networking is the Research Reactor Coalition of the Commonwealth of Independent States (CISRRC) established in 2012 within the Regional Technical Cooperation (TC) Project to cover three subjects of common interest: education and training, ageing management and safety of research reactors in the region. Today, the Coalition has passed through the first project cycle and now continues its activities in the framework of the TC Project RER1016 "Enhancing Utilization and Safety of Research Reactors".

This paper will provide a brief introduction to the IAEA activities and available services in support of research reactors and will concentrate on assistance provided to regional and thematic RR networks and coalitions such as CISRRC.

ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ ГОСУДАРСТВЕННОГО НАУЧНОГО УЧРЕЖДЕНИЯ «ОИЭЯИ "СОСНЫ"»: СОСТОЯНИЕ, ИСПОЛЬЗОВАНИЕ, ПЕРСПЕКТИВЫ

С.Н. Сикорин, С.Г. Мандик, С.А. Полозов,
В.Н. Паршин, Т.К. Григорович, И.А. Едчик

ГНУ «ОИЭЯИ "Сосны" НАН Беларуси»,
г. Минск, Белоруссия

В докладе представлена информация об основных физических и конструктивных особенностях и техническом состоянии эксплуатируемых в научном учреждении «ОИЭЯИ-Сосны» исследовательских ядерных установках: критических стендах «Гиацинт» и «Кристалл» и подкритическом стенде «Яліна». Рассмотрены основные направления проводимых экспериментальных работ и представлены планы дальнейшего использования стендов.

На критическом стенде «Гиацинт» проводятся исследования нейтронно-физических характеристик критических сборок с водяным и гидридциркониевыми замедлителями нейтронов и без замедлителя при атмосферном давлении и температуре окружающего воздуха. На стенде создается система нагрева урановых критических сборок до 90 °С и планируется проведение экспериментов по измерению температурных эффектов и коэффициентов реактивности.

Критический стенд «Кристалл» предназначен для исследования нейтронно-физических характеристик критических сборок с гидридциркониевым замедлителем нейтронов и без замедлителя. В настоящее время стенд находится в режиме длительного останова, выполняется модернизация его системы управления и защиты.

Осуществляется подготовка к проведению на критических стендах «Гиацинт» и «Кристалл» комплекса бенчмарк экспериментов на быстро-тепловых (с центральной областью активной зоны без замедлителя) уран-бериллиевых критических сборках и на критических и подкритических сборках на быстрых нейтронах, моделирующие физические особенности активных зон перспективных быстрых реакторов и подкритических систем, управляемых внешним источником нейтронов, охлаждаемых газовым и жидкометаллическими теплоносителями.

Подкритический стенд «Яліна» используется для исследований нейтронно-физических характеристик уран-полиэтиленовых подкритических сборок (в том числе с центральной областью активной зоны без замедлителя) при атмосферном давлении и температуре окружающего воздуха. Стенд предназначен для исследования подкритических систем, управляемых внешним источником нейтронов.

NUCLEAR RESEARCH FACILITIES OF THE SCIENTIFIC INSTITUTION «JIPNR "SOSNY"»: THE CONDITION, USE AND PROSPECTS

S.N. Sikorin, S.G. Mandzik, S.A. Polazau,
V.N. Parshin, T.K. Hryharovich, I.A. Edchik

Scientific Institution «JIPNR "Sosny"»,
Minsk, Belarus

The paper presents information on the basic physical and design features and the technical condition of nuclear facilities operated by the Scientific Institution “JIPNR – Sosny”, such as the Giacint and Kristal critical facilities and the Yalina subcritical facility. The main lines of the current experimental work are discussed; and plans for the future use of the facilities are presented.

The Giacint critical facility is used to investigate the neutron-physical characteristics of critical assemblies with water and zirconium hydride moderators and without moderator at atmospheric pressure and ambient air temperature. A system for heating uranium-water critical assemblies to 90 °C is being organized at this facility; it is planned to carry experiments for measuring temperature effects and reactivity coefficients.

The Kristal critical facility is designed for investigation of the neutron-physical characteristics of critical assemblies with zirconium hydride moderator and without moderator. Currently, this facility has been shut down, for a long period of time, in order to update its control and protection system.

Currently, the work is conducted to prepare the Giacint and Kristal critical facilities for a range of benchmark experiments at the fast-thermal (with the central core without moderator) uranium-beryllium critical assemblies and at fast neutron critical and subcritical assemblies simulating the physical features of the cores in the advanced fast reactors and the subcritical accelerator driven systems, cooled by gaseous and liquid-metal coolants.

The Yalina subcritical facility is used to investigate the neutron-physical characteristics of uranium-polyethylene subcritical assemblies (including subcritical assemblies with the central core without moderator) at atmospheric pressure and ambient air temperature. This facility is designed for investigation of subcritical accelerator driven systems.

ОПЫТ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ВВР-СМ ИНСТИТУТА ЯДЕРНОЙ ФИЗИКИ АКАДЕМИИ НАУК РЕСПУБЛИКИ УЗБЕКИСТАН

Д.Д. Юсупов, Р.А. Абдуллаев

ИЯФ АН РУз,
г. Ташкент, Узбекистан

Реактор ВВР-С мощностью 2 МВт был сооружен в поселке Улугбек в 1959 г. для исследований в области ядерной физики, радиационной химии и биологии, физике твердого тела, нейтронной физике, активационному анализу элементного состава веществ и радиационному материаловедению. Эти исследования позволяют решать актуальные для Республики задачи геологии, горнодобывающей, металлургической и ювелирной промышленности, медицины, экологии, сельского хозяйства, криминалистики, а также позволяют разрабатывать технологии получения новой радиоизотопной продукции, модифицировать конструкционные материалы, минеральное сырье и различные изделия.

С целью повышения плотности потоков нейтронов и расширения его экспериментальных возможностей в 1971 году была проведена реконструкция активной зоны реактора и проведено испытание новой активной зоны реактора ВВР-С. В результате появилась возможность повысить тепловую мощность реактора с 2-х до 10 МВт. В 1978 году закончена реконструкция реактора ВВР-С, которая включила в себя замену теплообменников, части электронной аппаратуры СУЗ, детекторов и приборов технологического контроля. Построена и введена в эксплуатацию система газоочистки.

Исследовательский ядерный реактор Института Ядерной Физики Академии Наук Республики Узбекистан является единственным ядерным реактором в Центральной Азии, работающим на мощности 10 МВт, что делает его уникальным и незаменимым инструментом для развития фундаментальных и прикладных научных исследований, разработок и внедрения современных инновационных технологий, производства радиоактивных изотопов для Республики и на экспорт.

ИЯФ АН РУ активно сотрудничает с МАГАТЭ по вопросам обеспечения ядерной и радиационной безопасности. В последние годы на исследовательском ядерном реакторе полностью заменена система обеспечения радиационной безопасности, модернизированы системы управления и защиты реактора (СУЗ), система вентиляции и электроснабжения. Реализуются проекты по модернизации радиохимической лаборатории реактора и системы второго контура охлаждения.

СОСТОЯНИЕ ХРАНИЛИЩА ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИГР

М.К. Скаков, А.Д. Вурим, И.И. Дерявко, В.А. Гайдайчук, А.Н. Котляр,
В.В. Чернядьев, М.М. Мешин, Е.В. Ненахов

ИАЭ — филиал РГП «НЯЦ РК»,
г. Курчатов, Казахстан

На территории бывшего Семипаланинского испытательного ядерного полигона расположены два комплекса исследовательских реакторов Филиала «ИАЭ» РГП «НЯЦ РК» – комплекс КИР «Байкал-1» и комплекс КИР ИГР. Указанные реакторные комплексы включают в себя многие радиационноопасные объекты: во-первых, сами ядерные реакторы – действующий исследовательский водоохлаждаемый гетерогенный реактор ИВГ.1М, действующий импульсный графитовый реактор ИГР и находящийся в состоянии длительного останова ампульный реактор РА, а во-вторых, несколько десятков хранилищ различного предназначения – временные, промежуточные и постоянные хранилища источников ионизирующего излучения, хранилища радиоактивных отходов, хранилища ядерных материалов, хранилища свежего реакторного топлива, хранилища отработавшего реакторного топлива.

Радиационная обстановка на указанных радиационноопасных объектах комплексов КИР «Байкал-1» и КИР ИГР контролируется соответствующими подразделениями Филиала «ИАЭ», что должно гарантировать надлежащее радиозэкологическое состояние всех этих объектов и прилегающих к ним территорий. В связи с отмеченным в настоящей работе в качестве примера представлены результаты исследования радиозэкологического состояния одного из таких объектов Филиала «ИАЭ» – хранилища отработавшего топлива реактора ИГР, в котором около 50 лет содержатся уран-графитовые топливные блоки активной зоны ИГР.

Хранилище расположено на комплексе КИР ИГР в торцовом помещении обвалованного землей одноэтажного технологического здания с односкатным перекрытием (рисунок 1). Тамбур перед входом в помещение хранилища является одновременно и тамбуром перед запасным выходом из технологического здания.

В помещении хранилища имеются две ячейки хранения ядерного топлива: ячейкой №1 является загрузочная шахта хранилища, а ячейкой №2 – приямок глубиной 1,5 м, закрытый сверху бетонной защитной плитой. Для доступа к верхнему перегрузочному металлическому люку загрузочной шахты имеется лестница с перилами, уложенная непосредственно на обваловку здания, поскольку этот люк, опломбированный печатью МАГАТЭ, находится на перекрытии технологического здания. В загрузочной шахте (в ячейке №1) хранятся в два

слоя восемь опломбированных металлических контейнеров-бочек с фрагментами уран-графитовых топливных блоков.



а

б

Рисунок 1. Вид технологического здания со стороны входа (а) и со стороны запасного выхода (б)

Для доступа к приемке хранилища (к ячейке №2) необходимо зайти в технологическое здание через входную дверь и тамбур (рисунок 1а), пройти по основному коридору (рисунок 2а) в торец здания до тамбура перед хранилищем и запасным выходом из здания, вскрыть входную дверь хранилища (рисунок 2б) и зайти в помещение этого хранилища (рисунок 2в).



а

б

в

Рисунок 2. Основной коридор здания (а), входная дверь хранилища (б) и интерьер хранилища (в)

Для целей вскрытия приемка в хранилище имеется механическая кран-балка грузоподъемностью 1 тонна с ручной талью. В приемке хранятся восемь опломбированных металлических контейнеров полугерметичной конструкции, заполненных уран-графитовыми топливными блоками. Топливные блоки в контейнерах хранятся следующим образом. Пять блоков, установленные друг на друга, образуют невысокую колонну. В канал, образовавшийся

по оси каждой колонны, вставлен герметичный металлический пенал с поглотителем – порошком карбида бора. Шестнадцать таких колонн помещены в один металлический контейнер, т.е. каждый контейнер содержит до восьмидесяти уран-графитовых блоков. Все восемь контейнеров с топливом помещены в металлический каркас с металлической откидывающейся крышкой, на которую уложены свинцовые блоки-«кирпичи», образующие дополнительный защитный свинцовый слой толщиной 50 мм.

После удаления всех свинцовых блоков с крышки каркаса (на рисунке 3а эти удаленные блоки уложены друг на друга на краю приямка) появляется возможность доступа к контейнерам с топливными блоками (для чего достаточно откинуть крышку каркаса). В этих восьми полугерметичных контейнерах (рисунке 3б) хранятся отработавшие уран-графитовые блоки, содержащие в общей сложности около тонны пропитанного высокообогащенным ураном графита. (С учетом фрагментов топливных блоков в восьми контейнерах-бочках в загрузочной шахте общее количество реакторного топлива в хранилище составляет более 2-х тонн) Доступ к топливным блокам любого из восьми контейнеров (рисунок 3в) осуществляется путем снятия с этого контейнера крышки, которая закреплена на контейнере болтами через резиновую прокладку.

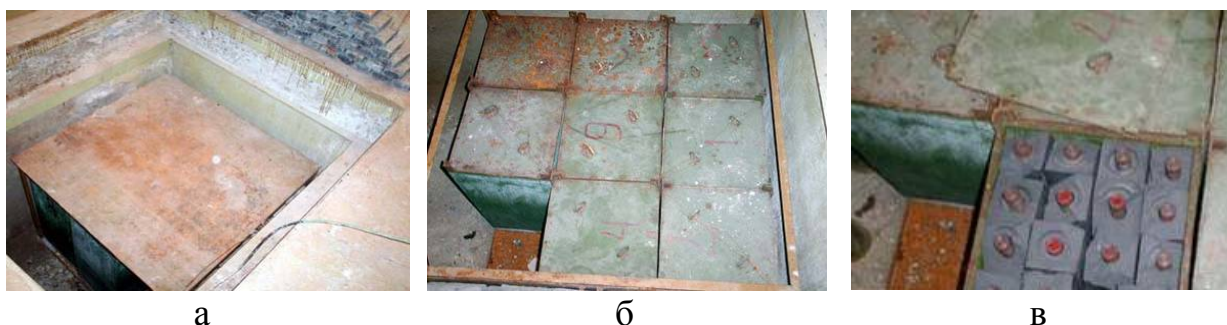


Рисунок 3. Каркас с контейнерами в приямке (а), восемь контейнеров с топливными блоками (б) и топливные блоки в одном из вскрытых контейнеров (в)

Остается отметить, что в обследуемом хранилище опломбированными печатями МАГАТЭ являются только бетонная защитная плита приямка с топливом (плита с красной цифрой «2» на рисунке 2в), металлическая дверь на проеме загрузочной шахты (дверь с красной цифрой «1» на рисунке 2в) и металлический верхний перегрузочный люк этой шахты. Все остальные пломбирования осуществляются специальными службами Филиала «ИАЭ». При этом инспекторы МАГАТЭ раз в квартал контролируют сохранность трех своих пломб и раз в год инструментальным способом дистанционно проверяют наличие облученного топлива в загрузочной шахте (в ячейке хранения №1) и в приямке (в ячейке хранения №2).

В ходе выполненных в 2012 и 2017 годах обследований было зафиксировано вполне удовлетворительное радиоэкологическое состояние хранилища и прилегающей к нему территории. Измерениями плотностей потоков β -частиц за пределами технологического здания, перед входом в здание,

в тамбуре входа, в коридорах здания и во всех его помещениях вплоть до тамбура перед дверью помещения хранилища было установлено отсутствие заметного выноса радиоактивных продуктов за пределы хранилища: величины потоков в различных точках замеров колебались в пределах от 0 до 16 част./($\text{см}^2 \cdot \text{мин}$) с выраженной тенденцией к уменьшению в направлении от хранилища. При этом в самом помещении хранилища значения плотностей потоков β -частиц были существенно выше и находились в пределах от 50 до 105 част./($\text{см}^2 \cdot \text{мин}$).

Столь невысокая загрязненность помещения хранилища и отсутствие заметного выноса радиоактивных продуктов за его пределы вполне объяснимы. Во-первых, конструкция контейнеров с топливом и в приемке, и в загрузочной шахте является полугерметичной, что практически полностью исключает вынос продуктов из таких закрытых и опломбированных емкостей. Во-вторых, случаи вскрытия этих контейнеров, то есть такие состояния хранения, когда вероятность выноса продуктов наиболее высока, в практике хранилища были чрезвычайно редкими. Так, контейнеры-бочки в загрузочной шахте хранилища ни разу не вскрывались за все 50 лет хранения, а из восьми контейнеров с топливом в приемке хранилища вскрывались только два. Здесь уместно отметить, что при ежегодной инструментальной проверке наличия облученного топлива в приемке и в загрузочной шахте инспекторы МАГАТЭ вскрытий контейнеров не производят.

Установлено также отсутствие опасности переоблучения персонала комплекса КИР ИГР, работающего в помещениях технологического здания. Дозиметрическими измерениями было показано, что мощность экспозиционной дозы в различных точках замеров как за пределами здания, так и внутри него везде, вплоть до тамбура перед хранилищем, не превышала 0,2 мкЗв/ч. Непосредственно у двери хранилища МЭД составила 0,5 мкЗв/ч, а на пороге хранилища (в дверном проеме) – 0,8 мкЗв/ч. Внутри помещения хранилища МЭД во всех точках выполненных замеров была заметно выше 0,8 мкЗв/ч, причем максимальное ее значение, достигающее 10,4 мкЗв/ч, оказалось на поверхности бетонной защитной плиты над приемком с топливом (интересно отметить, что при снятой с приемка бетонной защитной плите МЭД на поверхности свинцового защитного слоя на контейнерах превысила это значение на три порядка и составила около 10 мЗв/ч).

Полученный положительный результат обследования хранилища полностью подтвердил тот факт, что и условия хранения топлива, и условия эксплуатации хранилища, и осуществляемый соответствующими подразделениями Филиала «ИАЭ» контроль радиационной обстановки в хранилище и на прилегающей к нему территории действительно гарантируют приемлемое радиозэкологическое состояние этого радиационноопасного объекта.

СИСТЕМА ОБЕСПЕЧЕНИЯ СЕЙСМИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

В.Г. Петросян, С.С. Арутюнян, Д.Г. Маилян

ЗАО «Арматом»,
г. Ереван, Армения

Армянский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций - институт «Арматом», является основной организацией в Армении, обеспечивающей научно-техническую поддержку при эксплуатации АЭС. Институт «Арматом» единственная организация в Армении, имеющая лицензию на проектирование и изготовление оборудования, приборов и систем для АЭС. Одним из основных направлений деятельности института является внедрение диагностических, мониторинговых и информационных систем обеспечения безопасной работы АЭС.

В рамках работ по обеспечению безопасной эксплуатации АЭС в условиях высокой сейсмичности институтом была разработана, спроектирована и запущена в производство система индустриальной антисейсмической защиты (СИАЗ-2), предназначенная для выдачи аварийных сигналов в систему аварийной защиты реактора при сейсмических колебаниях определенной амплитуды. СИАЗ-2 вошла в «проект АЭС» и была установлена на Армянской АЭС, АЭС России, Украины, Болгарии (АЭС «Козлодуй»), Словакии (АЭС «Моховце»), а также Разданской тепловой электростанции в Армении. Система может быть применена на АЭС, ИР, АСТ, ТЭЦ, ГЭС, на стратегически важных объектах газо-, тепло-, энерго- и водоснабжения крупных населенных пунктов, а также на крупных промышленных предприятиях, способных вызвать экологическую катастрофу. Система изготовлена с учетом требований, предъявляемых к системам ядерного приборостроения для атомных станций по ГОСТ 29075, а также в соответствии со «Специальными условиями поставки оборудования, приборов, материалов и изделий для объектов атомной энергетики». Система индустриальной антисейсмической защиты также имеет важное значение для обеспечения безопасной эксплуатации исследовательских реакторов. Два комплекта системы СИАЗ-2 было установлено на ядерном реакторе Санкт-Петербургского института ядерной физики (ПИЯФ). Со стороны Федерального Агентства по техническому регулированию и метрологии Российской Федерации системе «СИАЗ» выдан Сертификат об утверждении типа средств измерения. Система допущена к применению в РФ. С 2005 года запущена в производство Система Индустриальной Антисейсмической Защиты нового поколения с цифровой обработкой информации (СИАЗ-3). Структура СИАЗ-3 построена на современной элементной базе цифровой электроники, со специальным программным обеспечением и применением компьютера. СИАЗ-3 внедрена на Армянской АЭС и Разданской ТЭС. В 2016 году в институте «Арматом» разработана модернизированная версия системы СИАЗ-3м. В системе СИАЗ-3м использованы сейсмические датчики швейцарской компа-

нии “GeoSIG”, новейшая электроника и современная компьютерная система обработки и сохранения данных.

Система индустриальной антисейсмической защиты с цифровой обработкой информации СИАЗ-3 предназначена для:

- ⇒ непрерывного контроля и регистрации величины колебаний грунта площадки контролируемого объекта;
- ⇒ автоматической выдачи сигналов в схему аварийной защиты реактора и в схемы блокировок энергоблока при превышении интенсивности сейсмических воздействий предварительно определенных порогов.

Система выполняет свои функции по защите во время сейсмических и искусственных воздействий при максимальном расчетном землетрясении (МРЗ) 9 баллов по шкале MSK-64 и сохраняет технические характеристики после них. Электрооборудование СИАЗ-3 сохраняет работоспособность при воздействии следующих климатических факторов по ГОСТ 15150:

- ⇒ температура окружающей среды – от - 20 до + 50 ° С;
- ⇒ относительная влажность воздуха – до 90 % при температуре + 35° С.

Система состоит из трех одинаковых блоков (каналов) и персонального компьютера с встроенной трехканальной интерфейсной платой. Общий вид системы приведен на рисунке 1. Габаритные и установочные размеры одинаковы для всех блоков СИАЗ-3: высота – 200 мм; диаметр – 440 мм; установочные размеры – $380 \pm 0,2$ мм, масса блока - не более 35 кг. Модернизированная система СИАЗ-3м имеет некоторые отличия. В составе одного блока новой системы СИАЗ-3м три сейсмоприемника ОСП, установленные по направлениям X, Y, Z, заменены одним трех осевым (X, Y, Z) акселерометром АС-23 (производитель GeoSig Ltd, Швейцария). Акселерометры АС-23, более надежные, с лучшими характеристиками, малыми габаритами и малым весом (2,5 кг вместо 21 кг общего веса трех сейсмоприемников в системе СИАЗ-3).

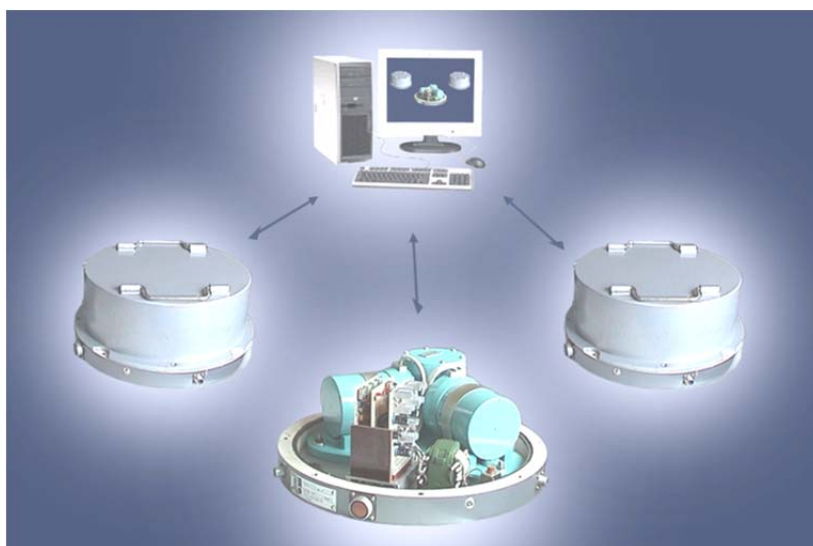


Рис. 1. Комплект системы СИАЗ-3 – три блока и компьютер

Принцип работы системы. Система индустриальной антисейсмической защиты построена на основе контроля сейсмических воздействий в трех местах. В каждом блоке системы механическая энергия колебаний грунта с помощью

сейсмоприемников (в системе СИАЗ-3м один акселерометр АС-23) по трем взаимно перпендикулярным направлениям X,Y,Z преобразуется в электрические сигналы. Электрические сигналы, пропорциональные механическим колебаниям грунта, с выходов сейсмоприемника (акселерометра) поступают на входы усилителя UX,UY,UZ по каналам X,Y,Z. Усиленные и нормированные сигналы фильтруются в двухзвенных фильтрах нижних частот ФНЧХ, ФНЧУ, ФНЧZ, с частотой среза 30 Гц.

После фильтрации сигналы поступают на аналоговые входы микроконтроллера для аналого-цифрового преобразования, далее, посредством специального программного обеспечения (СПО), формируются и выдаются аварийные дискретные сигналы (ДЗ-1, ДЗ-2) типа “сухой контакт” для аварийного останова реактора.

Выдача аварийных сигналов производится в результате сравнения величины модуля вектора ускорений колебаний грунта с установленным порогом. Модуль вектора определяется по формуле:

$$A = \sqrt{A_x^2 + A_y^2 + A_z^2}$$
, где А - модуль вектора ускорения колебаний грунта; A_x, A_y, A_z – проекции вектора ускорения колебаний грунта на оси X,Y, Z.

Персональный компьютер обеспечивает выполнение следующих функций:

- ⇒ осуществление поблочной проверки работоспособности системы (самоконтроль);
- ⇒ запись и хранение текущей информации о сейсмических или искусственных воздействиях на контролируемый объект до поступления следующего сейсмического события, превышающего порог начала регистрации;
- ⇒ выдачу текущей информации в виде протокола, с указанием даты и времени записи сейсмических событий.

Резюмируя вышесказанное, можно утверждать, что система СИАЗ-3м может иметь широкое применение для обеспечения безопасности ядерных реакторов, находящихся в зоне сейсмической активности.

RESEARCH REACTOR ANTI-SEISMIC SAFETY SYSTEM

V.G. Petrosyan, S.S. Harutyunyan, D.G. Mayilyan

CJSC «Armenian Scientific-Research Institute
for NPP Operation — "Armatom" Institute»,
Yerevan, Armenia

Armenian Scientific-Research Institute for NPP Operation - “Armatom” Institute, is the main organisation in Armenia, which provides scientific-technical support for NPP operation. Armatom institute is the only organization in Armenia, which has a license for design and production of equipment, instruments and systems for NPP.

One of the main activities of the Institute is the introduction of diagnostic, monitoring and information systems to ensure the safe operation of nuclear power plants.

As part of the work for NPP safe operation under conditions of high seismicity, the Institute developed, designed and put into production an industrial anti-seismic protection system (IAPS -2) designed to deliver emergency signals to the reactor emergency protection system for seismic vibrations of a certain amplitude.

IAPS-2 has been included in the "NPP project" and installed in Armenian NPP, NPP of Russia, Ukraine, Bulgaria, Slovakia, and Hrazdan thermal power station (TPS). The system can be applied in NPP, RR, TPS, HPS, in strategic object of gas, heat, energy, water supply of cities, as well as in large industrial enterprises capable of causing an ecological catastrophe. IAPS is manufactured taking into account the requirements for nuclear instrumentation systems for nuclear power plants, in accordance with GOST 29075, and also in accordance with the "Special Conditions for the Supply of Equipment, Instruments, Materials and Products for Nuclear Facilities".

The system of industrial anti-seismic protection is also significant for the safe operation of research reactors. Two sets of the IAPS-2 system have been installed on the nuclear reactor of the St. Petersburg Institute of Nuclear Physics (PNPI).

On the part of the Federal Agency for Technical Regulation and Metrology of the Russian Federation, the "IAPS" system has been issued a Certificate of Approval of the type of measuring instruments. The system is approved for use in the Russian Federation.

Since 2005 the production of Industrial Anti-seismic Protection System of the new generation with digital information processing (IAPS-3) has been started. The structure of IAPS-3 is based on the modern elemental base of digital electronics, with special software and computer application. IAPS-3 is implemented at the Armenian NPP and Hrazdan TPS. In 2016, the modernized version of the system, IAPS-3m has been developed at the "Armatom" Institute. The IAPS-3m system uses seismic sensors from the Swiss company "GeoSIG", the latest electronics and a modern computer system for data processing and storing.

The system of industrial anti-seismic protection with digital processing of information IAPS-3 is designed for:

- ⇒ continuous monitoring and recording of the magnitude of the ground motion of the site of the monitored facility;
- ⇒ automatic issuance of signals to the reactor emergency protection scheme and power unit blocking schemes when the intensity of seismic vibrations of pre-determined thresholds is exceeded.

The system performs its functions for protection during seismic and simulated impacts at the maximal calculated earthquake of 9 points on the MSK-64 scale and retains technical characteristics after them. Electrical equipment of IASP-3 remains operational under the influence of the following climatic factors in accordance with GOST 15150:

- ⇒ ambient temperature: from -20 to +50 ° C;
- ⇒ relative air humidity: up to 90% at a temperature of +35°C.

The system consists of three identical blocks (channels) and a personal computer with a built-in three-channel interface card. The overall view of the system is shown in Figure 1. The overall and installation dimensions are the same for all IAPS-3 units: height - 200 mm; diameter - 440 mm; installation dimensions - 380 ± 0.2 mm, weight of the block - no more than 35 kg. The upgraded IAPS-3m system has some differences. As part of one block of the new IAPS-3m system, the three seismic sensors installed in the X, Y, Z directions are replaced by one three axial (X, Y, Z) accelerometer AC-23 (manufactured by GeoSig Ltd, Switzerland). AC-23 accelerometers are more reliable, have better characteristics, small dimensions and low weight (2.5kg instead of 21kg total weight of three seismometers in the IAPS-3 system).

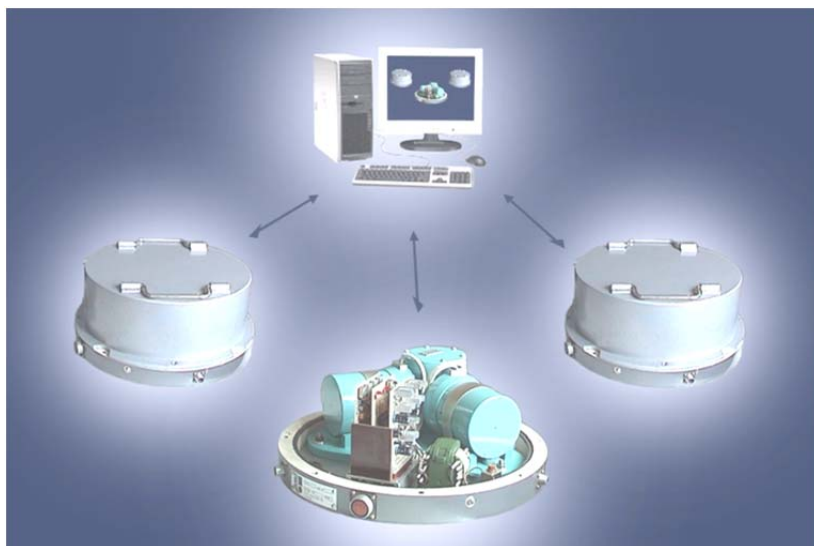


Fig.1. Set of IAPS-3 system: three blocks and a computer

The principle of operation of the system. The system of industrial anti-seismic protection is built on the basis of seismic control in three places. In each block of the system, the mechanical energy of ground vibrations by means of seismic sensors (in the IAPS-3m system, one accelerometer AC-23) is converted into electrical signals in three mutually perpendicular directions X, Y, Z. Electric signals proportional to the mechanical oscillations of the ground, from the seismic sensors (accelerometer) output, are input to the inputs of the amplifier through the channels X, Y, Z. The amplified and normalized signals are filtered in two-link low-pass filters, with a frequency threshold of 30 Hz.

After filtering, the signals are fed to the analogue inputs of the microcontroller for digitization, and then emergency discrete signals of the "dry contact" type for emergency shutdown of the reactor are generated and provided by special software.

The issuance of alarms is performed as a result of comparing the magnitude of the modulus of the acceleration vector of the ground vibration with the threshold set. The module of the vector is determined by the formula:

$$A = \sqrt{A_x^2 + A_y^2 + A_z^2}$$
, where A is the modulus of the vector of acceleration of ground vibrations; A_x , A_y , A_z - projections of the vector of acceleration of ground vibrations on the X, Y, Z axis.

The personal computer provides the following functions:

- ⇒ implementation of a block-by-block check of system operability (self-control);
- ⇒ recording and storing current information on seismic or simulated impacts on the monitored object until the next seismic event arrives, exceeding the threshold for the start of registration;
- ⇒ issuance of current information in the form of a protocol, indicating the date and time of recording seismic events.

Concluding we can say that the IAPS-3m system can be widely used to ensure the safety of nuclear reactors in the zone of seismic activity.

СОСТОЯНИЕ ДЕЛ И ПЕРСПЕКТИВЫ ВОССТАНОВЛЕНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА «АРГУС-ФТИ» ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКОГО ЦЕНТРА ФИЗИКО-ТЕХНИЧЕСКОГО ИНСТИТУТА ИМЕНИ С.У. УМАРОВА АКАДЕМИИ НАУК РЕСПУБЛИКИ ТАДЖИКИСТАН

Ф. Рахими, Дж.А. Саломов

АЯРБ АН РТ,
г. Душанбе, Таджикистан

Таджикистан является неядерной страной. В Таджикистане ядерные и радиоактивные материалы не производятся. Однако достижения ядерно-физических технологий широко применяются в различных областях народного хозяйства республики.

За годы советской власти в республику были завезены десятки видов оборудования и тысячи радиоактивных источников различных активностей для применения в народном хозяйстве страны и проведения научных исследований. Одним из них является исследовательский реактор «Аргус», который был поставлен Физико-техническому институту им. С.У. Умарова Академии наук Республики Таджикистан (далее ФТИ АН РТ) Институтом атомной энергии им. И.В.Курчатова в 80-е годы прошлого века для проведения совместных работ, учитывая хороший научный потенциал ФТИ.

Работы по разработке проекта начались в 1982 году. В работах принимали участие ИАЭ им. И.В. Курчатова, НПО «Красная Звезда» и др. организации. Общестроительные работы были завершены в 1987 году и в 1988 году здание реактора и реакторная установка были приняты в эксплуатацию. Поставка топлива и физический пуск реактора был запланирована на лето 1989 года.

Однако, в те годы - годы Горбачевской перестройки, в Советском Союзе появились много партий и движений. И в Таджикистане такие движения и некоторые общественные организации, как "Зеленый мир", при поддержке новых кандидатов в депутаты парламента добились того, что в 1989 году запуск реак-

тора был приостановлен решением органов власти г. Душанбе, как опасного объекта, находящегося на территории города. Запретили даже ввоз топлива в Республику.

Таким образом, ядерное топливо для реактора не была привезено в Таджикистан, а далее, как известно, произошел распад Советского Союза и приобретение независимости. Через год после получения независимости в Таджикистане началась гражданская война. После начала гражданской войны финансирование проекта вообще было прекращено.

Однако руководство ФТИ АН РТ сохранило реактор в законсервированном состоянии по настоящее время. В сентябре 2008 года были приглашены специалисты Российского Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», которые дали заключение о сохранности основных узлов реактора. Начались вести предварительные переговоры с руководством Курчатовского института о возможности восстановления реактора и его использования для наработки изотопов для нужд ядерной медицины.

Последние годы ситуация с реактором в корне изменился.

В настоящее время развитие экономики республики ставит перед страной задачи широкого использования современных технологий. В связи с этим перед Академией наук ставилась задача скорейшего восстановления и развития ядерного исследовательского реактора «Аргус-ФТИ». С этой целью, по поручению Президиума АН РТ, Дирекция ФТИ организовала 24-26 июня 2014 года в городе Душанбе Первую Рабочую встречу по определению состояния реактора с участием специалистов завода изготовителя реактора «НПО "Красная Звезда"», научного руководителя проекта - Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» и разработчика проекта здания реактора проектного института "Таджикгипрострой". Специалисты подтвердили возможность восстановления исследовательского реактора «Аргус-ФТИ», и его возможность перевода на низкообогащенное топливо. Были предварительно определены объемы необходимого финансирования. Состоявшиеся позднее второе и третье Рабочие совещания в г. Душанбе, рабочие встречи в г. Москве подтвердили возможность восстановления исследовательского реактора «Аргус-ФТИ». Было разработано технико-экономическое обоснование восстановления реактора, намечены основные этапы восстановления реактора и на ее основе разработан проект государственной программы по восстановлению реактора.

В результате заключения этих встреч руководство Академии наук обратилось в Правительство республики о поддержке восстановления реактора. Правительство одобрило инициативу Академии наук и приняло Постановление Правительства Республики Таджикистан «О Государственной программе по восстановлению и дальнейшему использованию ядерного исследовательского реактора «Аргус-ФТИ» на 2016 -2020 годы» от 02.11.2015г. № 644. В рамках данного постановления, руководством Академии и Физико-технического института проделана большая работа.

Для реализации данного проекта, дирекцией Физико-технического института подготовлен Инвестиционный проект (бизнес-план) по восстановлению ядерного исследовательского реактора «Аргус-ФТИ» на 2017-2022 годы.

Целью инвестиционного проекта является восстановление ядерного исследовательского реактора «Аргус-ФТИ» и ее использование в мирных целях для развития экономики Таджикистана - производства медицинских радиоизотопов для нужд ядерной медицины на базе создаваемого ядерно-технологического комплекса и создание аналитического центра для проведения нейтронного активационного анализа в научных исследованиях и производстве.

Таким образом, главными сферами применения реактора являются наука, медицина, горная промышленность, экология, сельское хозяйство и другие.

Инвестиционный план предусматривает поэтапную реализацию в течение 6 лет, начиная с 2017 года.

Реализация Инвестиционного проекта будет финансироваться из бюджета республики и зарубежных инвестиционных фондов.

Подготовлены и согласованы договора между Академией наук РТ, НИЦ «Курчатовский институт» и АО «Красная звезда» по восстановлению реактора. Эти договора будут подписаны, надеемся в ближайшее время, после ратификации подписанного Соглашения между Правительствами РТ и РФ по мирному использованию атомной энергии в мирных целях парламентами обеих стран.

В настоящее время намечен план следующих работ:

- Необходимость заключения договора на подготовки Контракта по восстановлению оборудования реакторного комплекса
- Необходимость перевода реактора на низкообогащенный уран - до 19.5% по U^{235}
- Подготовка ТЭО восстановления комплекса
- Оформление лицензии ФТИ на сооружение реактора «Аргус-ФТИ».

Работы по восстановлению реактора «Аргус-ФТИ» планируется осуществить российско-таджикской кооперацией:

- НИЦ «Курчатовский институт» – научный руководитель;
- АО «Красная звезда» - главный конструктор;
- ФТИ им. С.У. Умарова – эксплуатирующая организация;

Проектная организация - определяется дополнительно Заказчиком.

Таким образом, Академия наук Республики Таджикистан в полной решимости реализовать Постановление Правительство Республики Таджикистан о восстановлении реактора «Аргус-ФТИ» («О Государственной программе по восстановлению и дальнейшему использованию ядерного исследовательского реактора «Аргус-ФТИ» на 2016 -2020 годы» от 02.11.2015г. № 644.) до 2020 года.

CURRENT WORKS AND PROSPECTS OF RECONSTRUCTION OF RESEARCH REACTOR "ARGUS-PHTI" OF THE NUCLEAR AND PHYSICAL CENTER OF S.U.UMAROV PHYSICO-TECHNICAL INSTITUTE OF AS RT

F. Rahimi, J.A. Salomov

Academy of Sciences of the Republic of Tajikistan,
Dushanbe, Tajikistan

Tajikistan is a non-nuclear country. Nuclear and radioactive materials do not produce in Tajikistan. However, the achievements of nuclear-physical technologies are widely used in various areas of the national economy of the republic. During the Soviet Union ruling period dozen types of equipment and thousands of radioactive sources of various activities were delivered to the republic to use in the national economy of the country and scientific research purposes. One of them is the research reactor "Argus", which was delivered to the S.U.Umarov Physico-Technical Institute of the Academy of Sciences of the Republic of Tajikistan (hereinafter referred to as PhTI AS RT) from Institute of the Atomic Energy named after I.V. Kurchatov in the 80 years of the last century to carry out joint work, considering the proper scientific potential of the PhTI AS RT.

Works on the development of the project began in 1982. In the project participated Institute of the Atomic Energy named after I.V. Kurchatov, JSC «Krasnaya Zvezda» and other organizations. Building works were completed in 1987 and in 1988 the reactor building and the reactor facility were put into operation. The supplying of fuel and physical start-up of the reactor was planned for the summer of 1989.

However, during those years - the period of Gorbachev's rebuilding plan, many parties and movements appeared in the Soviet Union. And in Tajikistan, such movements and some public organizations, like the Green World, with the support of new candidates of parliament deputies, ensured that in 1989 the launch of the reactor was suspended by a decision of the authorities of Dushanbe, as a dangerous object located on the city territory. They even banned the import of fuel to the Republic.

Thus, nuclear fuel for the reactor was not delivered to Tajikistan, and then, as is known, the Soviet Union collapsed and independence was acquired. A year after independence, a civil war broke out in Tajikistan. After the outbreak of the civil war, the financing of the project was completely stopped.

However, the administration of the Physico-Technical Institute of the AS RT has kept the reactor in a conserved state until the present. In September 2008, specialists from the Russian National Research Center "Kurchatov Institute" were invited to give a conclusion on the safety of the main reactor units. We began preliminary negotiations with the leadership of the Kurchatov Institute on the possibility of recovering of the reactor and its use for the production of isotopes for the nuclear medicine needs.

In recent years, the situation with the reactor has changed radically.

At the present time, the development of the national economy demands use extensively of modern technologies.

Therefore, the Academy of Sciences was tasked rapidly restoration and development of the “Argus-PhTI” nuclear research reactor. By the mission of the Presidium of the AS RT, the Directorate of the Physico-Technical Institute organized the First Workshop on determining the state of the reactor with the participation of specialists from the reactor producing company JSC “Krasnaya Zvezda”, scientific supervisor of the project - the National Research Center "Kurchatov Institute" and developer of the reactor building of the project - Design Institute "Tajikgipros-troy" on June 24-26, 2014 in Dushanbe.

Experts confirmed the possibility of reconstruction of the “Argus-PhTI” research reactor, and its ability to convert to low-enriched fuel. The amount of necessary financing were previously determined. The second and the third Workshops held in Dushanbe, working meetings in Moscow, confirmed the possibility of restoring of the “Argus-PhTI” research reactor. A feasibility study for the reactor recovery was developed, the main stages of reactor recovery were outlined and a draft state program for reactor reconstruction was developed on its basis.

As a result of these meetings, the leadership of the Academy of Sciences appealed to the Government of the Republic to support the restoration of the reactor. The government approved the initiative of the Academy of Sciences and adopted the Decree of the Government of the Republic of Tajikistan "On the State Program for the Restoration and Further Use of the “Argus-PhTI” Nuclear Research Reactor for 2016-2020" dated 02.11.2015. No. 644. Within the framework of this resolution, the leadership of the Academy and the Physico-Technical Institute did a great job.

To implement this project, the Directorate of the Physico-Technical Institute has prepared an investment project (business plan) for the restoration of the nuclear research reactor "Argus-PhTI" for 2017-2022. The purpose of the investment project is to restore the “Argus-PhTI” nuclear research reactor and its peaceful use for the development of Tajikistan economy - the production of medical radioisotopes for nuclear medicine on the basis of the nuclear-technological complex which is being created and the creation of analytical center for conducting neutron activation analysis in scientific research and production.

Thus, the main fields of application of the reactor are science, medicine, mining, ecology, agriculture and others.

The investment plan provides for a phased implementation within 6 years starting from 2017. The implementation of the Investment project will be financed from the Government budget and foreign investment funds.

Agreements have been prepared and agreed between the AS RT, the Research Center "Kurchatov Institute" and JSC "Krasnaya Zvezda" for the reconstruction of the reactor. These agreements will be signed, we hope in the near future, after ratification of the signed Agreement between the Governments of the Republic of Tajikistan and the Russian Federation on the peaceful use of atomic energy for peaceful purposes by the parliaments of both countries.

At the present, the plan of the following works is planned:

- Necessity of concluding an agreement for the preparation of the Contract for Rehabilitation of the Equipment of the Reactor Complex
- The need to transfer the reactor to low-enriched uranium - up to 19.5% by ^{235}U
- Preparation of feasibility study for the restoration of the complex
- Registration of the PhTI AS RT license for the construction of the “Argus-PhTI” reactor.

The work to restore the “Argus-PhTI” reactor is planned to be carried out by Russian-Tajik cooperation:

- NRC "Kurchatov Institute" - supervisor of studies;
- JSC "Krasnaya Zvezda" - Chief Designer;
- PhTI AS RT - operating organization;

Design organization - is determined additionally by the Customer.

Thus, the Academy of Sciences of the Republic of Tajikistan is fully determined to implement the Resolution of the Government of the Republic of Tajikistan on the restoration of the “Argus-PhTI” reactor ("On the State Program for the Restoration and Further Use of the “Argus-PhTI” Nuclear Research Reactor for 2016-2020" dated 02.11. 2015 No. 644.) until 2020.

УЧЁТ И КОНТРОЛЬ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ И РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В РЕСПУБЛИКЕ ТАДЖИКИСТАН И ВОССТАНОВЛЕНИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА «АРГУС»

У.М. Мирсаидов, Дж.А. Саломов, Б.Б. Баротов

АЯРБ АН РТ,
г. Душанбе, Таджикистан

Агентство по ядерной и радиационной безопасности Республики Таджикистан является единственным регулирующим органом страны, которое проводит единую политику в области радиационной безопасности.

Государственному учёту и контролю в Республике Таджикистан подлежат:

- источники ионизирующего излучения (ИИИ) (открытые и закрытые радиационные источники, количество и активность которых превышают уровень изъятия и устройства генерирующего излучения, энергия которых больше 5 кэВ);

- новые изготовленные источники ионизирующего излучения при поступлении на склад готовой продукции;

- ядерные материалы (исходный материал: материал, содержащий уран и/или торий; и специальный расщепляющий материал: материал, содержащий

плутоний-239, изотопы америция и/или нептуния, материал, обогащенный изотопом плутония-238, изотопами урана-233, урана-235);

- радиофармацевтические препараты, наборы для иммунологического анализа, радиоизотопные генераторы медицинского назначения, соединения, меченные радионуклидами, а также радиоизотопные препараты и растворы на основе короткоживущих радионуклидов с периодом полураспада до 60 (шестьдесят) суток.

Учёт и контроль ядерных материалов и источников ионизирующего излучения осуществляется Агентством по ядерной и радиационной безопасности Академии наук Республики Таджикистан (АЯРБ АН РТ) и эксплуатирующей организацией, в соответствии с их компетенцией, и ведётся со стадии их начального производства и до окончательного захоронения.

В Таджикистане имеется около 290 организаций, использующих ИИИ и ядерные материалы (ЯМ), из них:

- около 40 пользователей ИИИ и ЯМ;
- около 250 пользователей генерирующих ИИИ.

А также в Республике Таджикистан имеется:

- более 1000 генерирующих ИИИ;
- более 1150 закрытых ИИИ;
- около 120 открытых ИИИ;
- около 90 ассоциируемых оборудований;
- некоторое количество ядерного материала.

Имеется Программа восстановления исследовательского реактора «Аргус» в Физико-техническом институте им.С.Умарова АН Республики Таджикистан.

АЯРБ АН РТ в рамках своей компетенции обеспечивает:

- а) создание и функционирование систем учета и контроля ядерных материалов и источников ионизирующего излучения;
- б) управление сбором и хранением информации по учету и контролю ядерных материалов и источников ионизирующего излучения;
- в) проведение инспекций по проверке состояния систем учета и контроля ядерных материалов и источников ионизирующего излучения в эксплуатирующей организации;
- г) организацию разработки инструкций по ведению учета и контроля ядерных материалов и источников ионизирующего излучения;
- д) ведение и своевременное обновление базы данных ядерных материалов и регистра источников ионизирующего излучения;
- е) представление государственным органам информации о наличии и перемещении ядерных материалов и источников ионизирующего излучения, а также экспорте и импорте в соответствии с их запросами;
- ё) сотрудничество в рамках международных соглашений и программ (проектов) по вопросам учета и контроля ядерных материалов и источников ионизирующего излучения, в соответствии с действующим законодательством;
- ж) соблюдение режима конфиденциальности информации о ядерных материалах и источниках ионизирующего излучения для предотвращения несанкционированного доступа к ней.

В рамках государственной системы учета и контроля ядерных материалов и источников ионизирующего излучения создается Государственная база данных ядерных материалов и Государственный регистр ИИИ.

Совместный проект АЯРБ АН РТ и Комиссии по ядерному регулированию США был завершён инвентаризацией и созданием базы данных радиоактивных источников. Целью этого проекта было проведение инвентаризации всех имеющихся источников ионизирующего излучения (закрытых, открытых, генераторов и сопутствующих оборудований) и ввода их в базу данных. В рамках этого проекта инвентаризация всех источников была завершена во всех регионах Таджикистана.

Все собранные данные по источникам были введены в базу данных. Эта база данных называется RASOD. Уникальностью программы RASOD является автоматическое определение текущей деятельности и категоризации источников (классификация производится в соответствии с МАГАТЭ и руководством по безопасности - № RS-G-1.9, - Рекомендуемые категории источников, используемых в общей практике). RASOD является информационной системой, которая позволяет вводить, хранить и обрабатывать данные источников ионизирующего излучения. RASOD разработана для регулирующих органов по вопросам ядерной и радиационной безопасности.

Исследовательский реактор «Аргус» располагается на территории Физико-технического института АН РТ. В данный момент идёт процесс восстановления реактора, так как здание реактора было построено в 1989 году и необходима реконструкция объекта, пока ядерное топливо не привезено в Таджикистан.

АЯРБ АН РТ в данный момент разрабатывается нормативно-правовая база для указанного объекта.

ACCOUNTING AND CONTROL OF NUCLEAR MATERIALS AND RADIOACTIVE SUBSTANCES IN THE REPUBLIC OF TAJIKISTAN AND RESTORATION OF ARGUS RESEARCH REACTOR

U.M. Mirsaidov, J. Salomov, B.B. Barotov

Nuclear and Radiation Safety Agency of Academy of Sciences
of the Republic of Tajikistan, Dushanbe,
Republic of Tajikistan

Nuclear and Radiation Safety Agency of the Republic of Tajikistan (NRSA AS RT) is the only regulatory body in the country that pursues a unified policy in the field of radiation safety.

Objects of the state accounting and control in the Republic of Tajikistan are:

- ionizing radiation sources (IRS) (open and sealed radiation sources, the quantity and activity of which exceed the level of seizure and devices of generating radiation, whose energy is more than 5 keV);
- new manufactured ionizing radiation sources when the final product arrives at the warehouse;
- nuclear materials (raw material: material containing uranium and / or thorium, and special fission material: material containing plutonium-239, isotopes of americium and / or neptunium, material enriched with the isotope of plutonium-238, uranium-233 isotopes, uranium- 235);
- radiopharmaceuticals, immunoassay kits, radioisotope generators for medical use, compounds labeled with radionuclides, as well as radioisotope preparations and solutions based on short-lived radionuclides with a half-life of up to 60 (sixty) days.

The accounting and control of nuclear materials and ionizing radiation sources is carried out by the NRSA AS RT and the operating organizations, in accordance with their competence, from the initial production stage until the final burial.

There are about 290 organizations that use IRS and nuclear materials (NM) in Tajikistan, of which:

- about 40 users of IRS and NM;
- about 250 users of generating IRS.

As well as in the Republic of Tajikistan has:

- more than 1,000 of generating IRS;
- more than 1150 sealed IRS;
- about 120 open IRS;
- about 90 associated equipment;
- some quantity of nuclear materials.

There is a Program for the restoration of the «Argus» research reactor at the S. Umarov Physical-Technical Institute of the Academy of Sciences of the Republic of Tajikistan.

NRSA AS RT within its competence ensures:

- a) creation and functioning of accounting and control of NM and IRS systems;
- b) management of collection and storage of information on the accounting and control of NM and IRS;
- c) carrying out of inspections to check the condition of the accounting and control of NM and IRS systems in the operating organization;
- d) organization of the development of instructions for the accounting and control of NM and IRS;
- e) maintenance and timely updating of the database of NM and the register of IRS;
- f) Providing information to government authorities on the availability and movement of NM and IRS, as well as export and import in accordance with their requests;
- g) Cooperation in the framework of international agreements and programs (projects) on the accounting and control of NM and IRS, in accordance with applicable law;

h) compliance with the confidentiality of information on NM and IRS to prevent unauthorized access to it.

Within the framework of the state accounting and control of NM and IRS system, the State Nuclear Materials Database and the State Register of Ionizing Radiation Sources are being created.

The joint project of NRSA AS RT and the US Nuclear Regulatory Commission was completed by inventorying and creating a database of radioactive sources. The purpose of this project was to inventory all available of IRS (sealed, open, generators and associated equipment) and create the database of them. Within the framework of this project, the inventory of all sources was completed in all regions of Tajikistan.

All the collected data by sources were entered in the database. This database is called RASOD. The uniqueness of the RASOD program is the automatic determination of current activity and the categorization of sources (the classification is made in accordance with the IAEA and the safety manual - No. RS-G-1.9, - Recommended source categories used in general practice). RASOD is an information system that

allows the input, storage and processing of IRS data. RASOD is developed for the regulatory bodies on nuclear and radiation safety.

The «Argus» research reactor is located on the S.Umarov Physical-Technical Institute of the Academy of Sciences of the Republic of Tajikistan territory. At the moment, the process of reactor recovery is in progress, as the reactor building was built in 1989 and reconstruction of the facility is necessary. Until, nuclear fuel is not brought to Tajikistan.

NRSA AS RT is currently developing regulatory and legal acts for the above mentioned facility.

THE EFFECT OF RADIATION OXIDATION PROCESSING OF METALS ON RADIATION RESISTANCE OF METALS

A.A. Garibov

"National Nuclear Research Center" CJSC Ministry of Transport,
Communication and High Technologies,
Baku, Azerbaijan

Metallic construction materials in nuclear research and energy reactors are exposed to the effect of different rays when they contact water which is cooling agent. In this case, radiation and chemical corrosion processes occur on the surface of the metal under the influence of radiolytic decomposition products of ionizing rays and water. Chemical modification of metals is obtained due to exposure of surface to high temperature processing in modern technological processes. The influence of radiation oxidation processing after the contact of water on superficial activity, obtaining molecular hydrogen in contact environment and oxidation corrosion

processes of metallic materials have been studied at the example of zirconium (Zr), zirconium alloy (Zr+1% Nb), aluminum (Al), stainless steel which are typical reactor materials with the purpose of forming superficial protection oxide layer in hydrogen-peroxide environment in the presented report. It has been found that next oxidation corrosion resistance of the metal increases on the surface of metallic materials when thin oxide layer is formed from mean free path of the second electron flux. As the density of protective oxide layer formed on the surface increases the resistance to corrosion decreases during radiation oxidation processing.

The resistance and superficial activity of metallic construction materials exposed to radiation oxidation processing have been studied during their contact in the process of radiolytic decomposition of water. It has been found that molecular hydrogen is basically formed as a result of following processes during the contact between construction materials and water:

- homogeneous radiolysis of water;
- radiolysis of water due to the second electron rays emitted by metallic phase;
- as a result of radiation-catalytic decomposition of Me-MeO system of water formed on the surface of metallic phase.

The role of each of factors has been found in obtaining molecular hydrogen in separate environment. Depending on the density of superficial metallic oxide layer the influence of radiation heterogeneous decomposition of water on obtaining hydrogen has been studied during the contact with them.

Three stages have been found in metal oxidation as a result of radiation heterogeneous processes during the contact between metallic construction materials and water and obtaining hydrogen in contact environment:

- oxidation of metal as a result of radiation heterogeneous processes during the contact between metallic construction materials and water and accumulation of hydrogen in the environment (kinetic region);
- stationary region in obtaining oxide layer and hydrogen related with formation of protective oxide layer on the surface of metal;
- catastrophic oxidation process in great absorption dose region in metal protective oxide + H₂O system and the processes of obtaining high speed molecular hydrogen.

It has been found that the formation of protective oxide layer increases starting time of catastrophic oxidation stage as a result of beforehand radiation oxidation processing of metallic construction materials. It reduces the activity of metallic construction material exposed to radiation oxidation processing in advance in radiation heterogeneous decomposition of water.

The processing method of found construction materials with the participation of oxidation agents in advance gives an opportunity of enhancing resistance of construction materials and providing hydrogen safety of nuclear reactors.

О НАРУШЕНИЯХ В РАБОТЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК РОССИИ ЗА 2012–2016 ГОДЫ

В.Н. Федулин, Н.Г. Гатауллин, М.К. Виноградов, А.Н. Каргина,
К.В. Федулин, Н.Н. Матросова

АО «ГНЦ НИИАР»,
г. Димитровград, Россия

В докладе приведены актуальные статистические данные об исследовательских ядерных установках (ИЯУ) стран мира, включая Россию, сведения о показателях эксплуатации российских ИЯУ, в том числе результаты анализа нарушений в работе ИЯУ России за 2012–2016 годы.

На 18 предприятиях России эксплуатировалось 68 исследовательских ядерных установок, из них 45 — действующих, 5 — находящихся на консервации, 16 — выводящихся из эксплуатации, 2 — строящиеся.

За пять лет произошло 32 нарушения в работе ИЯУ, непосредственными причинами которых явились: отказы элементов (систем) (18 событий), ошибки персонала (6 событий) и нарушения электроснабжения ИЯУ (8 событий).

Количество нарушений от года к году имеет общую тенденцию к снижению, хотя за отдельные годы (10 нарушений в 2015 году) значительно отклонилось от среднего уровня (около 6 нарушений в год). Существенный вклад в отказы элементов ИЯУ вносят отказы элементов контрольно-измерительных систем, управления, защиты и автоматики. Количество ошибок персонала в ходе нарушений в 2012–2016 годах находилось на низком уровне (не более двух ошибок в год). Наличие остановов ИЯУ, связанных с нарушением электроснабжения ИЯУ, свидетельствует о необходимости продолжения работ по повышению надёжности систем электроснабжения, находящихся в ведении эксплуатирующих ИЯУ организаций, и устойчивости ИЯУ к нарушениям во внешних электроснабжающих организациях. По выявленным непосредственным и коренным причинам отказов элементов (систем), ошибок работников (персонала) и нарушений электроснабжения ИЯУ предложены корректирующие меры, направленные на устранения последствий и предотвращение подобных нарушений в работе ИЯУ.

В соответствии с уровнями международной шкалы ядерных событий четыре нарушения классифицированы уровнем 1 (отклонение от разрешённого режима эксплуатации), остальные нарушения классифицированы уровнем 0 (не существенно для безопасности). Нарушения в 2012–2016 годах проходили без выхода радиоактивных веществ за установленные границы. Не было случаев загрязнения помещений радиоактивными веществами, превышающего контрольные уровни. Отсутствовало облучение персонала, превышающего основные пределы доз, установленные нормами радиационной безопасности.

ABOUT INCIDENT IN USING OF RUSSIAN RESEARCH REACTOR IN 2012–2016

V.N. Fedulin, N.G. Gataullin, M.K. Vinogradov, A.N. Kargina,
K.V. Fedulin, N.N. Matrosova

JSC "SSC RIAR",
Dimitrovgrad, Russia

The report provides topical statistics on nuclear research facilities (NRF) in countries around the world, embracing Russia, information on the performance of Russian NRF, including the results of an analysis of the violations in the work of the Russian NRF for 2012–2016.

At 18 enterprises of Russia, 68 NRF were used, 45 of which are operating, 5 are on conservation, 16 are decommissioned, and 2 are under construction.

Over the five years, 32 incidents occurred in the work of the NRF, the immediate causes of which were: failure of elements (systems) (18 events), personnel errors (6 events) and power failure of the NRF (8 events).

The number of incidents from year to year has a general downward trend, although for some years (10 incidents in 2015) significantly deviated from the average level (about 6 incidents per year). Significant contribution to the failures of the elements of the NRF is caused by failures of the elements of control and measurement systems, management, protection and automation. The number of personnel errors during incidents in 2012–2016 was low (no more than two errors per year). The presence of NRF shutdowns related to the violation of the power supply to the NRF testifies to the need to continue work to improve the reliability of the power supply systems administered by the NRF operating organizations and the stability NRF to incidents in external power supply organizations. Based on the revealed direct and root causes of failures of elements (systems), errors of employees (personnel) and power supply failures, corrective measures aimed at eliminating consequences and preventing such violations in the work of the NRFs were suggested.

According to the levels of the international scale of nuclear events, four incidents are classified by level 1 (deviation from the permitted mode of operation), other incidents are classified by level 0 (not essential for safety). Incidents in 2012–2016 passed without an exit of radioactive substances for the established borders. There were no cases of contamination of premises with radioactive substances exceeding the control levels. There was no exposure of personnel exceeding the basic dose limits established by radiation safety standards.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК И ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

А.О. Воробей, Н.П. Туртаев, В.В. Серебряков,
В.В. Егоров, Я.А. Роговой, И.Н. Старикова

АО «ГНЦ НИИАР»,
г. Димитровград, Россия

Общие вопросы организации обеспечения безопасности при эксплуатации ОИАЭ в АО «ГНЦ НИИАР»

АО «ГНЦ НИИАР» расположено в лесном массиве на правобережной надпойменной террасе реки Большой Черемшан, на удалении 6–7 км от г. Димитровграда Ульяновской области. Ближайшие крупные города: Ульяновск (90 км), Тольятти (90 км), Самара (122 км). Выбор площадки размещения АО «ГНЦ НИИАР» производился в 50-е годы с учетом имевшихся сведений о метео-, гидро- и сейсмических условиях района. Эти сведения в дальнейшем были пополнены дополнительными обследованиями.

Институт является многопрофильным предприятием, эксплуатирующим ядерные установки, РИ, пункты хранения РАО, РВ и ЯМ, а также осуществляющим совместную деятельность с ГК «Росатом» по сооружению новых объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) в рамках действующих Федеральных целевых программ.

На территории промплощадки №1 эксплуатируется:

– 6 исследовательских ядерных установок (ИЯУ): СМ-3, РБТ-6, РБТ-10/2, МИР.М1, ВК-50, БОР-60;

– 2 критических стенда (КС): КС МИР.М1, КС СМ-2;

– Отделение топливных технологий;

– Комплекс материаловедческих камер и лабораторий;

– Отделение радиохимических технологий;

– Отделение радионуклидных источников и препаратов;

– Комплекс по обращению с ОЯТ и РАО;

– Отделы метрологии, технического контроля и ремонта,

а также осуществляется строительство многоцелевого быстрого исследовательского реактора (МБИР), полифункционального радиохимического комплекса (ПРК).

Организацией системы обеспечения безопасности в АО «ГНЦ НИИАР» предусмотрена деятельность функциональных отделов по направлениям, обеспечивающих соответствующий контроль и методического руководства работой.

Деятельность института по обеспечению ЯРБ осуществляется в соответствии с федеральными, отраслевыми и институтскими нормативными документами, 24 лицензиями Ростехнадзора и 1 лицензией Госкорпорации «Росатом»

Для АО «ГНЦ НИИАР» обеспечение безопасности ОИАЭ является приоритетным стратегическим направлением деятельности института и рассматривается как основополагающее и неперемное условие осуществления всех видов научно-исследовательской, опытно-конструкторской и производственно-хозяйственной деятельности в области использования атомной энергии.

Безопасность ИЯУ и ОЯТЦ в АО «ГНЦ НИИАР» обеспечиваться за счет реализации принципа глубокоэшелонированной защиты, в соответствии с требованиями НП-033-11 и НП-016-05.

О ПОРЯДКЕ ВЫДАЧИ ГОСКОРПОРАЦИЕЙ «РОСАТОМ» СВИДЕТЕЛЬСТВ НА ПРАВО ВЕДЕНИЯ РАБОТ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Л.А. Слинченко, М.О. Шведов,
С.С. Кречетов, А.Н. Логвина

Госкорпорация «Росатом»,
г. Москва, Россия

В целях реализации полномочий и функций Госкорпорации «Росатом» в области государственного управления использованием атомной энергии, определенных Федеральным законом от 01.12.2007 № 317-ФЗ «О Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом», Госкорпорацией «Росатом» определен порядок выдачи свидетельств на право ведения работ в области использования атомной энергии осуществляющим такую деятельность работникам учреждений Госкорпорации «Росатом», акционерных обществ Госкорпорации «Росатом» и их дочерних обществ, а также подведомственных предприятий.

Порядок выдачи свидетельств на право ведения работ в области использования атомной энергии позволяет регламентировать деятельность организаций Госкорпорации «Росатом» по получению ее работниками свидетельств на право ведения работ в области использования атомной энергии, организации работы комиссии Госкорпорации «Росатом», ведения учета и отчетности с целью своевременной выдачи свидетельств.

ABOUT AN ORDER OF ISSUE BY ROSATOM CERTIFICATES ON THE RIGHT OF CONDUCTING WORKS IN THE FIELD OF USE OF AN ATOMIC ENERGY

L.A. Slinchenko, M.O. Shvedov, S.S. Krechetov, A.N. Logvina

State Atomic Energy Corporation «Rosatom»,
Moscow, Russia

For the purpose of implementation of the powers and functions of ROSATOM in the field of public administration by use of an atomic energy determined by the Federal law of 01.12.2007 No. 317-FZ "About State Atomic Energy Corporation "Rosatom", the ROSATOM determined an order of issue of certificates on the right of conducting works in the field of use of an atomic energy to the employees of organizations of ROSATOM, joint-stock companies of ROSATOM and their subsidiaries, and also jurisdictional enterprises performing such activities.

The order of issue of certificates on the right of conducting works in the field of use of an atomic energy allows to regulate organization activity of ROSATOM on receipt of certificates by her workers on the right of conducting works in the field of use of an atomic energy, the organization of work of the commission of ROSATOM, accounting for the purpose of timely issue of certificates.

СТАНДАРТЫ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ» ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

С.С. Кречетов, М.О. Шведов

Госкорпорация «Росатом»,
г. Москва, Россия

Целью разработки Стандартов Госкорпорации «Росатом» по ядерной безопасности является замена ранее разработанных и действующих отраслевых правил по ядерной безопасности (ПБЯ-06-00-96, ПБЯ-06-09-90, ПБЯ-06-10-99 и т.д.) и создание в отрасли системы Стандартов по ядерной безопасности при обращении с ядерными материалами вне реактора (в системах, не оснащенных системами управления защитой) для всех организаций Госкорпорации «Росатом», занятых проектированием, изготовлением и эксплуатацией объектов, оборудования, на которых используются, перерабатываются, хранятся, транспортируются ядерные делящиеся материалы.

Создаваемые Стандарты позволят унифицировать требования ядерной безопасности при использовании, переработке, внутриобъектовом хранении

и транспортировании ядерных делящихся материалов, а также требования к системам аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции деления и техническим средствам таких систем.

Разрабатываемые Стандарты не распространяются на деятельность, связанную с разработкой, изготовлением, испытанием, эксплуатацией и утилизацией ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения.

ROSATOM NUCLEAR SAFETY STANDARDS

S.S. Krechetov, M.O. Shvedov

State Atomic Energy Corporation «Rosatom»,
Moscow, Russia

The purpose of development of ROSATOM nuclear safety standards is replacement of earlier developed and existing industry rules on nuclear safety (such as NSR-06-00-96, NSR-06-09-90, NSR-06-10-99 and etc.) and creation in atomic branch the system of Nuclear Safety Standards at the treatment of nuclear materials out of the reactor (in the systems which aren't equipped with protection control systems) for all organizations of State Atomic Energy Corporation «Rosatom» occupied with design, production and operation of objects, the equipment on which are used, processed, stored and transported the nuclear materials.

The created Standards will allow to unify requirements of nuclear safety during the using, conversion, inside storage and transportation of the nuclear materials and also the requirement to the alarm systems about emergence of self-sustaining chain reaction of division and to technical means of such systems.

The developed Standards don't extend to the activity connected with development, production, test, operation and utilization of nuclear weapon and military nuclear power installations.

АНАЛИЗ ПРАКТИКИ ВЫДАЧИ РАЗРЕШЕНИЙ НА ПРАВО ВЕДЕНИЯ РАБОТ ПЕРСОНАЛУ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

А.И. Сапожников

Ростехнадзор,
г. Москва, Россия

1. Введение

В докладе представлены результаты практики Ростехнадзора по выдаче работникам объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) разрешений на право ведения работ в области использования атомной энергии. Для исследовательских ядерных установок (ИЯУ) дана оценка полноты перечня должностей персонала, который имеет критические знания и обеспечивает безопасность деятельности на ИЯУ. По результатам анализа контрольно - надзорной деятельности на ОИАЭ (в частности, на ИЯУ) определены направления дальнейшего совершенствования системы регулирования

2. Законодательные и нормативные основы

Система выдачи разрешений Ростехнадзора на право ведения работ в области использования атомной энергии работникам объектов использования атомной энергии основывается на нормативных правовых актах Российской Федерации. В настоящее время действует Единый квалификационный справочник должностей руководителей, специалистов и служащих. Раздел «Квалификационные характеристики должностей работников организаций атомной энергетики» (далее - Квалификационный справочник), утвержденный приказом Министерства здравоохранения и социального развития Российской Федерации от 10.12.2009 № 977. Однако, квалификационный справочник не был согласован Ростехнадзором, как того требует постановление Правительства Российской Федерации от 03.03.1997 № 240 "Об утверждении перечня должностей работников объектов использования атомной энергии, которые должны получать разрешения Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору на право ведения работ в области использования атомной энергии". На основе квалификационных характеристик обеспечивается подбор и расстановка руководящих и технических специалистов в области использования атомной энергии. Персонал ОИАЭ, который может занимать определенные должности или осуществлять определенный вид деятельности в области использования атомной энергии, должен обладать обязательными знаниями (критическими знаниями), прежде чем он будет допущен к самостоятельному выполнению связанных с должностью обязанностей.

3. Административный регламент.

Заявителем на получение разрешения Ростехнадзора может быть работник ОИАЭ, обладающий критическими знаниями по должности, входящей в перечень должностей ОИАЭ, утвержденный Правительством Российской Федерации. Административный регламент по предоставлению Ростехнадзором государственной услуги по выдаче разрешений на право ведения работ в области использования атомной энергии работникам ОИАЭ (далее – Административный регламент) был утвержден приказом Ростехнадзора от 21.12.2011 № 721, зарегистрирован в Минюсте России 25.04.2012. Административный регламент устанавливает:

- разграничение полномочий между центральным аппаратом (ЦА) Ростехнадзором и Межрегиональными территориальными управлениями по надзору за ядерной и радиационной безопасностью Ростехнадзора (МТУ ЯРБ Ростехнадзора);

- процедуры получения разрешений, продления срока и возобновления действия, переоформления выданного разрешения в случае переименования должности без изменения должностных обязанностей, выдачу дубликата в случае утраты выданного разрешения;

- полный перечень и формы документов, необходимых для подачи заявки на получение разрешения в зависимости от ОИАЭ и конкретного вида деятельности;

- порядок проверки знаний заявителя законодательства и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии (ФНП);

- содержание разрешения и условий его действия;

- контроль выполнения процедур выдачи разрешений.

Разрешение является документом, дающим работнику ОИАЭ право ведения работ согласно должностным обязанностям только по конкретной должности и на конкретном ОИАЭ. Разрешения Ростехнадзора выдаются персоналу ОИАЭ на виды деятельности по:

- руководству при сооружении (строительстве), безопасной эксплуатации и выводе из эксплуатации ОИАЭ, при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и радиоактивными отходами;

- ведению технологического процесса (оперативный персонал);

- ведомственному (производственному) контролю ядерной и радиационной безопасности при сооружении (строительстве), безопасной эксплуатации и выводе из эксплуатации ОИАЭ, при обращении с ядерными материалами, радиоактивными веществами и радиоактивными отходами;

- хранению, учету и контролю ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов;

- транспортированию ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов;

- физической защите ОИАЭ, ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов. В перечне персонала ОИАЭ, утвержденным Правительством РФ, отмечается отсутствие в полном объеме должностей, обеспечивающих безопасность при выводе из эксплуатации ОИАЭ. В зависимости от занимаемой должности проверка критических знаний заявителя на

получение разрешения Ростехнадзора ФНП в области использования атомной энергии проводятся в экзаменационной комиссии ЦА Ростехнадзора или экзаменационной комиссии соответствующего МТУ ЯРБ Ростехнадзора. Вопросы для проверки критических знаний ФНП разрабатываются Управлениями ЦА Ростехнадзора и пересматриваются каждые пять лет. Проверка практических навыков заявителя из числа персонала по ведению технологического процесса (оперативного персонала) проводится экзаменационной комиссией эксплуатирующей организации в порядке, установленном эксплуатирующей организацией. Присутствие представителей Ростехнадзора при проверке практических навыков - по согласованию. Разрешение содержит условия действия, являющиеся его неотъемлемой частью, и соблюдение которых обязательно для работника организации при ведении им соответствующего вида деятельности. Нарушение условий действия разрешения ведет к применению санкций, установленных нормативными правовыми актами.

4. Оценка полноты перечня должностей

Ростехнадзор провел анализ полноты должностей персонала ИЯУ, обеспечивающих безопасность эксплуатации ИЯУ, для которых в Квалификационном справочнике определены квалификационные характеристики. В результате проведенного анализа было выявлено, что квалификационные характеристики в Квалификационном справочнике даны не для всех должностей, находясь на которых персонал ИЯУ должен иметь разрешения на право ведения работ в области использования атомной энергии.

5. Направления совершенствования системы разрешений

По результатам анализа контрольно - надзорной деятельности на ОИАЭ (в частности, в организациях, эксплуатирующих ИЯУ) по проверке вопросов распределения обязанностей, полномочий и ответственности руководства эксплуатирующей организации и руководства ИЯУ, системы подбора, подготовки и переподготовки персонала, были выявлены следующие направления улучшения системы выдачи разрешений Ростехнадзора:

- уточнение видов деятельности на ОИАЭ (например, вывод ОИАЭ из эксплуатации) и перечня должностей работников ОИАЭ (например, на ИЯУ), обязанных получать разрешения Ростехнадзора;
- определение процедур приостановки и прекращения действия разрешения Ростехнадзора (прекращения прав на выполнение соответствующего вида деятельности);
- уточнение полноты и достаточности квалификационных характеристик для ОИАЭ.

Кроме того, в соответствии с постановлением Правительства Российской Федерации (от 26.03.2016 № 236) Административный регламент следует дополнить положениями, обеспечивающими заявителю возможность подачи запроса и иных документов, необходимых для предоставления государственной услуги в электронном виде, а также возможность получения результата предоставления услуги в электронном виде.

6. Заключение

Перечень должностей работников ОИАЭ, которые должны получать разрешения Ростехнадзора на право ведения работ в области использования атомной энергии, определяется Правительством Российской Федерации. Система разрешений охватывает критические знания работников, обеспечивающих безопасность деятельности на ОИАЭ. Требования для ключевых должностей персонала на ОИАЭ должны устанавливаться в отраслевых квалификационных справочниках. По результатам анализа практики выдачи разрешений Ростехнадзора были определены основные направления повышения эффективности системы.

ANALYSIS OF EXPERIENCE OF GRANTING PERMITS TO THE NUCLEAR FACILITIES PERSONNEL FOR PERFORMING THE WORK AND DUTIES IN THE FIELD OF ATOMIC ENERGY USE

A.I. Sapozhnikov

Federal Environmental, Industrial and Nuclear Supervision Service
of Russia (Rostechnadzor),
Moscow, Russia

1. Introduction

The report presents results of a long-term experience of Rostechnadzor for granting permits to employees of nuclear facilities for the rights to perform work and duties in the field of nuclear energy use. Evaluation of fullness of the job positions list of employees that possess critical knowledge and should ensure safety for nuclear research facilities (NRFs) is given. Based on analysis of oversight experience at nuclear facilities (in particular, at NRFs) the directions for further improvement of regulatory system were identified.

2. Legislative and Regulatory Framework

The system for granting Rostechnadzor's permits to employees (personnel) of the nuclear facilities for the right to perform work and duties in the field of nuclear energy use based on normative legal acts of Russian Federation.

Ministry of Health and Social Development of the Russian Federation put in force by the order № 977 of 10.12.2009 "The Unified Skills Guide for Positions of Managers, Specialists and Employees", Section "Qualification Profiles for Positions of Nuclear Energy Organizations Staff" (hereinafter – the Qualification Guide). The Qualification Guide has not been agreed by Rostechnadzor as required by the Decree № 240 of 03.03.1997 of the Government of the Russian Federation "On the approval the list of job positions of employees at nuclear facilities, who should obtain permits of the Federal Environmental, Industrial and Nuclear Super-

vision Service for the rights to work in the field of use of atomic energy“.

The Qualification Profiles provide basis for recruitment and placement of managerial and technical specialists engaged in the nuclear energy sector. The personnel of nuclear facilities, who might occupy certain positions or perform specific activities in the field of atomic energy shall possess imperative knowledge (critical knowledge) before being allowed to perform associated duties independently.

3. Administrative Regulations

The applicant for granting Rostechnadzor’s permits may be a nuclear facility employee, who possesses critical knowledge for a job position that included in the list approved by the Government of the Russian Federation.

The Administrative regulations for the state service to be provided by Rostechnadzor for issuing permits to nuclear facility employees for activities in the field of nuclear energy use has been developed and agreed by Rostechnadzor (order № 721 of 21.12.2011) and registered by the Ministry of Justice of Russian Federation from 25.04.2012. (hereinafter – the Administrative Regulations)

The Administrative Regulations specified:

- delineation of responsibilities between Rostechnadzor Headquarters and Rostechnadzor interregional territorial departments for nuclear and radiation safety supervision (Region Offices) for provision of the state service for issuing permits;
- the order, time schedule, and procedures for applying for and getting of the permit, its registration, renewal, prolongation, and issuing a duplicate;
- the full set and forms of the documents required to apply for getting permit depending on kind of nuclear facility and specific activity;
- the order and procedures for testing applicant’s knowledge of the legislative and regulatory framework in the field of nuclear energy use;
- the form of the permit and attached validity conditions;
- tracking and inspections of fulfillment of the permit validity conditions.

The permit is a document that grants to employee of the nuclear facility the rights to perform work and duties in the field of nuclear energy use only at specific position and at specific facility.

Rostechnadzor issues permits to personnel engaged in the specified below kinds of activities at nuclear facilities:

- management of commissioning (construction), safe operation *and decommissioning* of nuclear facilities, handling with nuclear materials, radioactive substances and radioactive waste;
- operation of technological processes (operating personnel);
- in-service control of nuclear and radiation safety in commissioning (construction), safe operation *and decommissioning* of nuclear facilities, handling with nuclear materials, radioactive substances and radioactive waste;
- storage and accounting of nuclear materials, radioactive substances and radioactive waste;
- transportation of nuclear materials, radioactive substances and radioactive waste;
- physical protection of nuclear materials, radioactive substances and radioactive waste.

It is note that in the list of job positions of employees approved by the Government of the Russian Federation the job positions responsible for safety in decommissioning of nuclear facilities are not specified in full scope.

The testing (exams) of the applicant's critical knowledge of safety regulations is carrying out by the examination commission of Rostechnadzor Headquarters or appropriate Rostechnadzor Region Office depends on applicant's job position. The questionnaires for testing critical knowledge (exams) have been developed by departments of Rostechnadzor Headquarters and should be revised every five years.

For operating personnel the assessment of applicant's practical skills in operation of technological processes is carrying out by an examination board of the operating organization in compliance with procedures established by the operating organization. The representatives of Rostechnadzor participate in examination board of the operating organization by agreement.

The Rostechnadzor's permit includes the validity conditions that are integrate part of the permit and mandatory for employee to perform a relevant type of activity in the field of nuclear energy use. Violation of the validity conditions may lead to sanctions established by legal acts of Russian Federation.

4. Fullness of the List of Job Positions

Rostechnadzor carried out the analysis of the fullness of the list of job positions ensuring safety at nuclear research facilities based on the Qualification Guide. It was recognized that the Qualification Guide includes not full description of job positions at nuclear research facilities at which the permits for the rights to perform work and duties in the field of nuclear energy use must be getting.

5. Directions of Improvement of the System for Granting Permits

In analysis of oversight experience at nuclear facilities (in particular, at nuclear research facilities) related to personnel duties, authority, and responsibility in the operating organization, the system of personnel recruitment, training and retraining, has been identified the following directions for improvement of granting permits:

- clarification of kind of activities at nuclear facilities (e.g. decommissioning) and job positions at nuclear facilities (e.g., at nuclear research facilities), occupying which employees obliged to obtain Rostechnadzor's permits;
- definition of procedures for suspension and termination of the permit (deprivation of rights to perform a relevant type of activity);
- refinement of the completeness and adequacy of the qualification profiles for employees of nuclear facilities.

The elimination of the above-mentioned discrepancies should be reflected in the Administrative Regulations.

Moreover, in compliance with decree of the Government of the Russian Federation (of 26.03.2016 № 236) the Administrative Regulations should be supplemented by procedures to request and apply documents for granting permit in electronic form as well as the possibility of obtaining a result of the state service in electronic form.

6. Conclusion

The Government of the Russian Federation establishes the list of job positions in nuclear sector that shall get Rostechndzor's permits for the right to perform work and duties in the field of nuclear energy use. The system for granting permits covers critical knowledge of employees who provide safe activity at nuclear facilities. The branch qualification guides in nuclear sector should establish the qualification profiles for key job position at nuclear facilities. In result of analysis of the experience for granting Rostechndzor's permits the directions of enhancement system efficiency have been identified.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА ВК-50 С РАСШИРЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ В 2010–2016 ГОДАХ

Д.П. Протопопов, В.П. Садулин, Н.А. Святкина,
Е.В. Синявина, Е.Г. Бреусова

АО «ГНЦ НИИАР»,
г. Димитровград, Россия

Для повышения надежности работы и улучшения эксплуатационных характеристик корпусного кипящего реактора ВК-50 (номинальная мощность 200 МВт, рабочее давление 5,5 МПа) в 2010 году реализован, после соответствующего обоснования, переход с пятирядной на шестирядную активную зону (рис.1, где «АЗ» - рабочий орган аварийной защиты). При этом увеличен срок службы топливных сборок с пяти до шести лет, с эксплуатацией 18 шт. ТВС последнего года службы в дополнительном ряду активной зоны. Основой обоснования перехода на постоянную работу с шестирядной активной зоной по рис.1 стали результаты испытаний подобной активной зоны в 1979-1981 годах [1].

Расчетные обоснования безопасности и повышения надежности работы реактора с расширенной активной зоной подтверждены экспериментальными исследованиями в период 2010-2016 г.г. Полученные расчетно-экспериментальных исследований показывали преимущества шестирядной зоны [2, 3]:

- дополнительный ряд из 18 ТВС шестого года службы генерирует ~7,5% тепловой мощности реактора, что позволяет снизить максимальные тепловые нагрузки твэлов и мощности ТВС в центральной части активной зоны;
- повышается нейтронно-физическая устойчивость реактора вследствие понижения паросодержания теплоносителя в центральных ТВС [1, 4];
- расширение активной зоны позволяет снизить количество загружаемых «свежих» ТВС для пополнения запаса реактивности, вследствие уменьшения

утечки нейтронов, и увеличить глубину выгорания выгружаемого топлива до 28 МВт·сут/кгU;

- при догрузке в активную зону одинакового количества «свежих» ТВС длительность работы реактора на номинальной мощности на 30-40 суток больше;

- расширение активной зоны по рис. 1 не ухудшает состояние ядерной безопасности реактора.

К настоящему времени накоплен достаточный опыт обеспечения безопасности реактора ВК-50 с шестирядной активной зоной:

- полученные опытные данные подтверждают корректность расчетного прогноза характеристик расширенной зоны на основе используемого программного комплекса: БИПР-К, ROR-f, MCU-RFFI/A, САПФИР-95; применяемые программные средства (коды) дают удовлетворительную для инженерных расчетов погрешность и позволяют обосновывать безопасность эксплуатационных характеристик корпусного кипящего реактора ВК-50;

- отработана схема загрузки и движения ТВС в шестирядной активной зоне, с обеспечением требований теплотехнической надежности ТВС и ядерной безопасности реактора; ТВС шестого года эксплуатации в количестве 18 шт. устанавливаются в дополнительный ряд ячеек.

- определено количество догружаемых «свежих» ТВС для обеспечения плановой энерговыработки реактора в одногодичной кампании - 16-19 шт.

Исследовано распределение выгорания топлива по высоте ТВС в течение 6 лет эксплуатации. В связи с отсутствием в ТВС средств выравнивания аксиального энергораспределения, выгорание топлива также имеет повышенную неравномерность по высоте.

В дальнейшем планируется рассмотреть возможность использования в ТВС шестирядной активной зоны ранее использовавшихся стержней выгорающего поглотителя для выравнивания аксиального энерговыделения и выгорания топлива, а также частичной компенсации запаса реактивности.

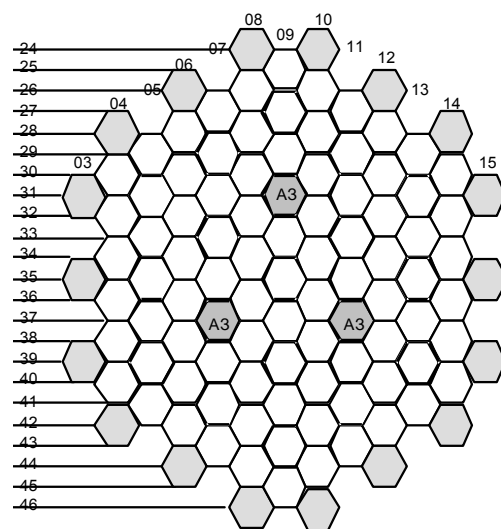


Рис.1. Картограмма активной зоны с дополнительным рядом ТВС

Список использованных источников

1. Садулин В.П., Федякин Р.Е., Шмелев В.Е. и др. Нейтронно-физические и гидродинамические характеристики кипящего реактора ВК-50 с расширенной активной зоной // - Препринт НИИАР-34(599). – Димитровград: НИИАР, 1983.- 11 с.
2. Протопопов Д.П., Святкина Н.А., Синявина Е.В., Бреусова Е.Г., Орешин С.В. Результаты эксплуатации реактора ВК-50 с расширенной активной

зоной. — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 123–129.

3. Протопопов Д.П., Святкина Н.А., Бреусова Е.Г., Синявина Е.В. Экспериментальные исследования на реакторной установке ВК-50 с расширенной активной зоной // — Научный годовой отчёт АО «ГНЦ НИИАР» (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2015 году). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2016. С. 63–70.
4. Садулин В.П. Турбинно-нейтронный метод измерения расхода теплоносителя в тепловыделяющих сборках корпусного кипящего реактора ВК-50// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Обеспечение безопасности АЭС. – 2009. Вып. 25. – С. 126-134.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ МИР

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин,
С.В. Романовский, В.А. Свистунов, А.Ю. Халяпин

АО «ГНЦ НИИАР»,
г. Димитровград, Россия

Исследовательский реактор МИР.М1 - реактор канального типа с водяным теплоносителем и бериллиевыми замедлителем и отражателем. Основное назначение реактора - петлевые испытания и специальные эксперименты с твэлами и тепловыделяющими сборками (ТВС), как действующих, так и перспективных реакторов различных типов. Испытания проводятся с целью проведения материаловедческих исследований для обоснования безопасности использования твэлов и ТВС при нормальной эксплуатации, переходных и аварийных режимах. В августе 2017 г. исполняется 50 лет со дня энергетического пуска реактора.

В докладе, в виде иллюстраций, таблиц и графиков, даны технические характеристики реактора и его экспериментальных устройств, приведен перечень основных современных и перспективных экспериментальных программ использования реактора МИР.М1, показаны некоторые результаты современного применения реактора. Представлены работы по модернизации экспериментальной базы. Основными задачами модернизации являются увеличение экспериментальных возможностей, продление срока эксплуатации реакторной установки и повышение безопасности.

Приведена информация по обследованию состояния систем и оборудования, важных для безопасности, с целью продления срока службы реакторной установки. При этом реализуется вариант продления срока эксплуатации реакторной установки МИР.М1 без длительных остановок реактора с проведением программы экспериментальных работ. Срок эксплуатации реактора МИР продлен до конца 2025 г.

ВЛИЯНИЕ ФИЗИЧЕСКИХ И КОНСТРУКЦИОННЫХ ОСОБЕННОСТЕЙ РЕАКТОРА МИР НА ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЕГО ЭКСПЛУАТАЦИИ

А.П. Малков, В.В. Калыгин

АО «ГНЦ НИИАР»,
г. Димитровград, Россия

Материаловедческий петлевой канальный исследовательский реактор МИР предназначен для проведения испытаний ТВС, фрагментов ТВС и твэлов ядерных реакторов различного назначения в режимах, близких по своим параметрам к предполагаемым рабочим. Одновременно в реакторе могут проводить испытания нескольких опытных ТВС и экспериментальных устройств, отличающихся конструкцией, материальным составом, содержанием делящихся материалов в твэлах, мощностью, видом и параметрами охлаждающего теплоносителя. Поэтому, главное требование, предъявляемое к реактору, - возможность обеспечения, поддержания и контроля заданных условий облучения одновременно для всех исследуемых ТВС при безусловном обеспечении требований безопасности.

Активная зона реактора с отражателем нейтронов (см. рис. 1) размещена в бассейне с водой и набрана из шестигранных бериллиевых блоков. В осевых отверстиях блоков первых четырех рядов размещают рабочие каналы со штатными ТВС и петлевые каналы с экс-

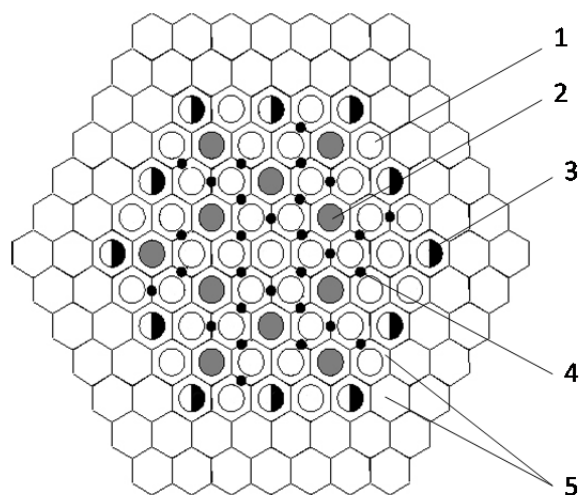


Рис. 1. Картограмма активной зоны реактора МИР

1 – рабочий канал, 2- петлевой канал, 3 – РО КД, 4 – РО АЗ-КО, 5 – Ве-блоки

периментальными ТВС (ЭТВС). На стыке граней бериллиевых блоков поглощающие стержни, выполняющие функции компенсаторов реактивности (КС), аварийной защиты (АЗ) и автоматического регулирования (АР). Схема управления обеспечивает возможность выбора шести стержней в качестве органов АЗ. Для компенсации реактивности используются также 12 каналов с догрузкой в виде сборки поглощающей нейтроны части и штатной ТВС реактора.

Минимальную невозмущенную критическую загрузку реактора МИР составляют шесть рабочих ТВС, размещенных по кольцу и одна частично недогруженная - в центре кольца (~2090 г ^{235}U). В активную зону устанавливается до 52 штатных ТВС, то есть полная загрузка содержит несколько критических масс. Реактор работает в режиме частичных перегрузок топлива. Большое количество органов регулирования и режим частичных перегрузок топлива позволяют создать и поддерживать в каждом петлевом канале необходимые режимы облучения. Результаты проведенных исследований позволили установить ограничения, по загрузке и распределению топлива в активной зоне, предотвращающие возникновение локальной критичности при эксплуатации реактора.

Эффективность органов СУЗ реактора МИР меняется в широких пределах, (см. табл.) в зависимости от распределения топлива в активной зоне, заполнения экспериментальных каналов, взаимного положения органов СУЗ, отравления бериллиевой кладки активной зоны ядрами ^6Li и ^3He .

Эффективность органов СУЗ реактора МИР

Рабочий орган	Количество групп (шт.)	Количество органов в группе (шт.)	Эффективность группы, $\beta_{\text{эфф}}$
АЗ	6	1	0,065 ÷ 3,2
АР	2	1	0,1 ÷ 0,7
КС	21	1	0,065 ÷ 3,2
КД	12	1	0,08 ÷ 7,0

Шаг решетки активной зоны 150 мм выбран из конструктивных соображений, с учетом необходимости размещения трубопроводов петлевых каналов. При таком шаге соотношение ядерных концентраций замедлителя и топлива в активной зоне не является оптимальным: замедлителя значительно больше, чем требуется для термализации нейтронов. Вследствие этого изменение плотности воды сложным образом влияет на реактивность. В частности, эффект от уменьшения плотности воды в петлевых каналах и зазорах кладки активной зоны положителен, а для рабочих каналов – отрицателен. Для обеспечения ядерной безопасности реактора в процессе эксплуатации определены общие для всех типов ЭТВС и конструкций петлевых каналов закономерности изменения положительного эффекта реактивности при снижении плотности теплоносителя в нормальных и постулируемых аварийных режимах проведения экспериментальных исследований.

Под воздействием нейтронного излучения в бериллиевой кладке накапливаются продукты ядерных реакций, в частности ^3He и ^6Li , обладающие большим сечением поглощения тепловых нейтронов. Это влечет за собой изменение запаса реактивности, эффективности органов СУЗ, эффектов реактивности, приводит к перераспределению энерговыделения. Для реактора МИР разработана и реализована методика расчета накопления ^3He и ^6Li в каждом бериллиевом блоке. Это позволяет более точно проводить расчеты его нейтронно-физических характеристик и обеспечивать требования ядерной безопасности.

EFFECT OF PHYSICAL AND DESIGN FEATURES OF THE MIR REACTOR ON ITS OPERATIONAL SAFETY PROVISION

A.P. Malkov, V.V. Kalygin

JSC "SSC RIAR",
Dimitrovgrad, Russia

Research loop-type channel-type reactor MIR is intended to test fuel assemblies (FAs), their fragments and fuel elements of various nuclear reactors under the conditions close to their operational ones. Several fuel assemblies, as well as experimental rigs, can be tested in the reactor at a time; they may differ in the design, material composition, content of fissile materials in the fuel elements, power, type and parameters of coolant. For that reason, the key requirement to the reactor is a possibility to provide, maintain and control the specified irradiation conditions for all fuel assemblies under testing, the safety being secured.

The reactor core with a neutron reflector (Fig.1) is located in a water pool and arranged of hexagonal Be-blocks. The working channels with standard FAs as well as loop channels with experimental FAs are located in the axial holes of the blocks located in the first four rows. Absorbers functioning as scram, emergency and control rods are located at the Be-block edge joints. The control scheme allows selecting six rods as

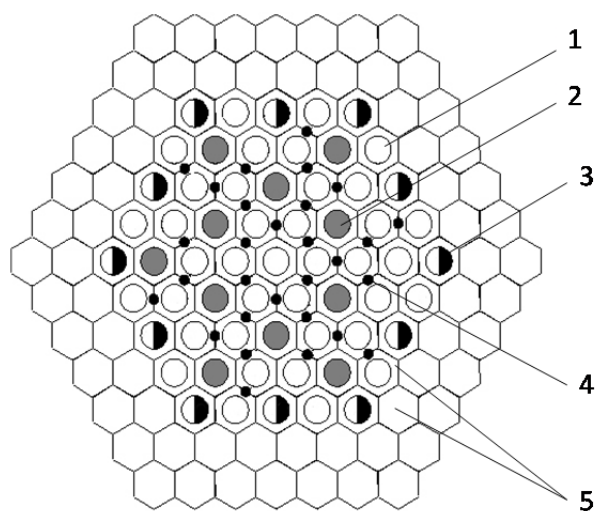


Fig. 1. MIR reactor core arrangement
1 – working channel, 2- loop channel,
3 – a channel with an absorber, 4 – control
and scram rods, 5 – Be-blocks

control ones. To compensate the reactivity, there are 12 channels with additional absorbers in the form of a standard FA.

The minimal undisturbed critical load of the MIR reactor is arranged of six working FAs located annularly and one in the ring center (~2090g of ^{235}U). Up to 52 standard FAs can be inserted into the reactor core. It means that the full load contains several critical masses. The reactor is operated under the partial refueling mode. A large number of control rods and partial refueling mode allow the required irradiation conditions to be created and maintained in every loop channel. The investigation results revealed some limitations in the fuel mass and its distribution in the core to prevent a local criticality during the reactor operation.

The efficiency of the MIR control rods varies in the wide range (see Table below) depending on the distribution of fuel in the core, occupation of experimental channels, mutual location of control rods and poisoning of the core Be-stack with ^6Li and ^3He nuclei.

The core pitch of 150 m was selected on the basis of the reactor design with the account of loop channel pipeline. This pitch does not provide an optimal relation of the nuclear concentrations of the moderator and fuel in the core: the moderator is more than it is required for neutron thermalization. Therefore, a change in water density affects the reactivity in a complicated way. In particular, the effect from the water density decrease in the loop channels and core stack gaps is positive while it is negative for the working channels. To provide reactor nuclear safety, there were defined mechanisms of changes in the positive effect of reactivity as the coolant density decreases under the normal conditions and postulated accidents; these mechanisms are the same for all types of FAs and loop channel designs.

Efficiency of the MIR control rods

Rod type	No of groups, pcs.	No of rods per group, pcs.	Group efficiency, β_{eff} .
Control rods	6	1	0,065 ÷ 3,2
Emergency rods	2	1	0,1 ÷ 0,7
Scram rods	21	1	0,065 ÷ 3,2
Chanel with an absorber	12	1	0,08 ÷ 7,0

Under the neutron irradiation, fission products, in particular ^3He and ^6Li , accumulate in the Be-stack and have larger thermal neutrons absorption section. It results in a change of reactivity margin, efficiency of control rods, reactivity effects and causes heat rate re-distribution. A technique to calculate the ^3He and ^6Li accumulation in each MIR reactor Be-block has been developed and implemented. It allows more accurate calculations of the reactor neutronic characteristics and provision of nuclear safety.

ОРГАНИЗАЦИЯ ВОДНО-ХИМИЧЕСКИХ РЕЖИМОВ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК В УСЛОВИЯХ ПЕТЛЕВЫХ УСТАНОВОК РЕАКТОРА МИР

А.Л. Ижутов, О.Н. Владимирова, В.А. Свистунов,
С.А. Двойнишникова, В.И. Васильев, Е.О. Демидовская

АО «ГНЦ НИИАР»,
г. Димитровград, Россия

На исследовательском реакторе МИР в условиях петлевых установок (ПУ) проводятся реакторные испытания различных топливных и конструкционных материалов в обоснование их ресурсной надежности при последующей эксплуатации в промышленных легководных ЯЭУ. Реализуются ресурсные испытания, скачкообразные изменения мощности, осуществляется имитация различных аварийных ситуаций. Одним из важнейших вопросов представительности данных исследований является организация соответствующих типов водно-химических режимов (ВХР).

Изначально в первых контурах ПУ был реализован только аммиачный ВХР. Впоследствии, с расширением тематики исследований по отечественным реакторам типа ВВЭР, на реакторе МИР был реализован аммиачно-калиевый с дозированием борной кислоты ВХР данных промышленных установок. В последние годы в связи с необходимостью обоснования конкурентоспособности отечественной продукции на зарубежном рынке, появилась необходимость организации в ПУ реактора МИР борно-литиевого с дозированием газообразного водорода водно-химического режима, реализуемого в реакторах PWR западного типа.

Имитация данного типа ВХР потребовала проведения комплекса мероприятий по модернизации системы ввода координирующих реагентов в теплоноситель первого контура ПУ. Применение на зарубежных ЯЭУ для подавления радиолиза воды прямого инжектирования газообразного водорода инициировало к разработке аналогичного узла дозирования на ПУ реактора МИР, на стадии монтажа находится система непрерывного дозирования микрокомпонентов.

Представительность проводимых облучательных экспериментов, определяется в том числе обеспечением соответствующего аналитического контроля параметров водного теплоносителя. Для этого методическая база постоянно совершенствуется. Наряду с традиционными методиками контроля ВХР первых контуров ПУ (кондуктометрия, потенциометрия, газовая хроматография, фотометрия, в том числе пламенная) применяются и современные методы: ионная хроматография, атомно-абсорбционная спектрометрия, высокопараметрические поточные датчики.

В докладе дан обзор ранее выполненных работ по поддержанию экспериментальных ВХР и приведены результаты технической модернизации систем дозирования и методик контроля режимобразующих реагентов в ПУ реактора МИР.

ARRANGEMENT OF NPP WATER CHEMISTRY IN THE MIR REACTOR LOOP FACILITIES

A.L. Izhutov, O.N. Vladimirova, V.A. Svistunov, S.A. Dvoinishnikova,
V.I. Vasilyev, E.O. Demidovskaya

JSC "SSC RIAR",
Dimitrovgrad, Russia

The MIR reactor loop facilities are used to test different fuel compositions and structural materials in justification of their reliability when operated in the commercial light-water reactors. Lifetime tests are performed as well as power ramps; different accidents are simulated. The arrangement of proper water chemistry is one of the crucial points in generating representative testing data.

Initially, only ammonia water chemistry was arranged in the MIR loop facilities. Further, as the scope of research in Russia's VVERs expanded, the water chemistry of these reactors was arranged, namely ammonia-potassium with dosed boric acid. Recently, due to the necessity to have domestic products competent on the foreign market, the water chemistry of western PWRs was arranged in the MIR loop facilities, namely boron-lithium with dosed gaseous hydrogen.

The simulation of the above water chemistry required the upgrading of system to dose coordinating reagents into the loop facility primary coolant. As far as the foreign NPPs apply a direct injecting of gaseous hydrogen to suppress water radiolysis, the same system was developed for the MIR loop facilities; the system of continuous dosing of micro-components is being under the installation.

The representativity of the tests is also conditioned by the related analytical control of the coolant parameters. For this purpose, the methodical base is being constantly improved. Along with the traditional methods to control the loop facility water chemistry (conductivity measurements, potentiometry, gas chromatography, photometry, including flame one), the following up-to-date methods are applied: ion chromatography, atomic absorption spectrometry, high-parameter on-line sensors.

The paper gives a review of activities performed to maintain the experimental water chemistry and presents the results of upgrades done for the dosing system and techniques to control the chemistry-related reagents in the MIR loop facilities.

ТЕКУЩИЕ И ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ИСПЫТАНИЙ В РЕАКТОРЕ МИР

А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, С.А. Ильенко,
В.А. Овчинников, В.Н. Шулимов

АО «ГНЦ НИИАР»,
г. Димитровград, Россия

По физическим особенностям реактор МИР – тепловой гетерогенный реактор с замедлителем и отражателем из металлического бериллия. По конструктивным особенностям он является канальным и размещен в бассейне с водой. Такое конструкторское решение позволило совместить основные преимущества бассейновых и канальных реакторов. В настоящее время на реакторе МИР действуют следующие основные экспериментальные установки и устройства:

- петлевые установки (ПУ), являющиеся основой экспериментального оборудования реактора, обеспечивающего его наиболее привлекательные возможности;

- устройства для проведения испытаний с отводом тепла от изделий водой первого контура реактора или контура охлаждения бассейна (используются преимущественно для испытаний топлива и элементов конструкции исследовательских реакторов);

- физическая модель реактора – критический стенд;

- радиационно-защитные камеры с комплексом установок;

- стенд инспекции твэлов и ТВС в бассейне выдержки реактора.

Наличие широкого спектра экспериментального оборудования и характеристики реактора МИР обеспечивают проведение реакторных испытаний и экспериментов по ряду современных направлений:

- петлевые испытания и внутриреакторные исследования характеристик твэлов ВВЭР в условиях, моделирующих штатную эксплуатацию, отклонение от нормальных режимов и проектные аварии; исследования механизмов выхода продуктов деления из негерметичных твэлов;

- испытания твэлов и ТВС транспортных ВВР, АСММ и плавучих энергоблоков;

- испытания твэлов и ТВС высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов;

- испытания твэлов и ТВС исследовательских реакторов;

- испытания и исследования характеристик твэлов и конструкционных материалов в условиях, имитирующих режимы реактора PWR, включая водно-химический;

- наработка радиоизотопной продукции;

- проведение промежуточных инспекций и первичных послереакторных исследований ТВС и твэлов в радиационно-защитных камерах и бассейне выдержки реактора.

Перспективные направления и планы работ:

- усовершенствование методик контроля параметров и внутриреакторных измерений характеристик ТВЭЛОВ;
- проведение комплексных реакторных испытаний по обоснованию модернизированных и новых типов топлива ВВЭР и PWR в различных проектных условиях;
- использование ПУ ПГ-1 с газовым теплоносителем и проведение исследований элементов активной зоны и макетов ТВС высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов;
- реакторные испытания по усовершенствованию и обоснованию топлива новых активных зон ПЭБ, АСММ и атомных ледоколов нового поколения;
- разработка проекта универсальной ПУ, обеспечивающей моделирование условий эксплуатации водоохлаждаемых реакторов перспективных ядерных энергетических установок и модернизация ПУ первой очереди;
- усовершенствование и продление срока эксплуатации реактора МИР и его технологических систем, включая модернизацию и замену бериллиевых блоков.

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ И ОРГАНИЗАЦИОННЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

А.М. Бахметьев, А.А. Молодцов, М.Ю. Никитин

АО «ОКБМ Африкантов»,
г. Нижний Новгород, Россия

В АО «ОКБМ Африкантов» накоплен значительный опыт работы критических стенов, суммарный срок эксплуатации которых около 100 лет. За все время эксплуатации стенов имело место только одно происшествие, которое произошло 23 сентября 2016 года из-за нарушения технологии подъема рабочих органов СУЗ при подготовке стенов к испытаниям. В соответствии с последствиями нарушение было классифицировано по шкале INES- 1 (Аномалия) как «событие, выходящее за рамки предписанного режима эксплуатации при дозе облучения персонала, не превышающей годовой дозовый предел».

В докладе сформулированы некоторые технические и организационные проблемы, значимые для процесса обеспечения безопасной эксплуатации исследовательских ядерных установок и меры по их устранению.

SCIENTIFIC AND TECHNICAL AND MANAGERIAL PROBLEMS FOR SAFETY PROVISION DURING NUCLEAR TEST FACILITY OPERATION

A.M. Bakhmetev, A.A. Molodtsov, M.Y. Nikitin

JSC «Afrikantov OKBM»,
Nigny Novgorod, Russia

JSC «Afrikantov OKBM» has accumulated a great deal of experience of critical facilities operation. The latter's total operation duration comes close to 100 years. Only one incident had occurred during this period. It took place on September, 23, 2016 and was caused by violation of technique of control grids rising in the course of preparation for testing. According to aftermaths this incident was classified as INES Level 1: Anomaly (an event beyond regular operation mode with personnel exposure doze not exceeding of statutory annual limits).

Reported here are some technical and managerial problems being important for safety provision during nuclear test facility operation.

О СОСТОЯНИИ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т

И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров, О.М. Худолеева, П.Н. Худолеев

ФГАОУ ВО «ФТИ НИ ТПУ»,
г. Томск, Россия

Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т введен в эксплуатацию после реконструкции в 1984 году. Исследовательский ядерный реактор ИРТ-Т эксплуатируется недельными циклами на мощности 6 МВт. Система управления и защиты на базе модуля безопасности «Мираж – МБ и контроля технологических параметров отработала более десяти лет. За этот промежуток времени набран большой опыт эксплуатации данных систем. Введена в эксплуатацию система радиационного гамма – контроля помещений и газового радиационного контроля здания исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т. По итогам первого года эксплуатации этой системы было выявлено много слабых мест, как в самой аппаратуре, так и в монтаже системы в целом. После продления срока эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т эксплуатирующая организация приступила к выполнению программы управления ресурсом оборудования и систем важных для безопасной эксплуатации ИРТ-Т.

СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ») В 2016 ГОДУ

С.Л. Смольский, А.В. Коротынский, В.П. Мащетов, В.А. Илатовский,
А.С. Захаров, Е.С. Крюков, С.В. Воробьев, А.С. Полтавский

ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт»),
г. Гатчина, Россия

Приведены сведения о состоянии ядерных установок ФГБУ «ПИЯФ» НИЦ «Курчатовский институт», разрешительных документах на осуществление деятельности по эксплуатации и сооружению ядерных установок, а также о наиболее значимых работах по повышению ядерной и радиационной безопасности, выполненных в 2016 г.

Приведена оценка состояния ядерной и радиационной безопасности исследовательских ядерных установок ФГБУ «ПИЯФ» НИЦ «Курчатовский институт», определены задачи по повышению уровня ядерной и радиационной безопасности на 2017 год.

В докладе также приведены сведения:

- о подготовке реактора ПИК к энергетическому пуску;
- о состоянии лицензируемой деятельности объектов использования атомной энергии ФГБУ «ПИЯФ» НИЦ «Курчатовский институт»;
- о подготовке к выполнению и ходе работ по мероприятиям федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года».

THE STATE OF NUCLEAR AND RADIATION SAFETY OF PNPI NRC «KURCHATOV INSTITUTE» NUCLEAR FACILITIES IN 2016

Sergey L. Smolsky, Aleksandr V. Korotynsky, Vladimir P. Maschetov,
Vladimir A. Ilatovskiy, Aleksandr S. Zakharov, Evgeniy S. Kryukov,
Sergey V. Vorobyev, Andrey S. Poltavsky

PNPI NRC «Kurchatov Institute»,
Gatchina, Russia

The report contains the overview of the state of PNPI NRC «Kurchatov Institute» nuclear facilities, as well as the documents granting authorization to create and operate nuclear installations. It also highlights the most prominent works

and developments in field of enhancement of nuclear and radiation safety performed in 2016.

The report contains an assessment of the state of nuclear and radiation safety of PNPI NRC «Kurchatov Institute» nuclear research installations; it states the objectives aimed at enhancement of nuclear and radiation safety in 2017.

The report also includes the information on:

- the activities preformed in order to prepare the PIK reactor for the power startup;
- the status of licensed activities of PNPI NRC “Kurchatov Institute” atomic energy utilization objects;

the status of the activities being performed within the strategies of the Federal Target Programme «Nuclear and Radiation Safety in 2016–2020 and until 2030» and the process of preparation for its implementation.

ИТОГИ РАБОТЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ИВВ-2М

А.М. Роговский, И.М. Русских, Е.Н. Селезнев, А.В. Козлов

АО «ИРМ»,
г. Заречный, Россия

Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М входит в состав комплекса ИЯУ АО «Институт реакторных материалов», который включает в себя непосредственно реактор, корпус защитных камер и пункт хранения ядерных материалов.

Физический пуск реактора ИВВ-2 осуществлен в апреле 1966 года. С момента начала эксплуатации исследовательского ядерного реактора ИВВ-2, в период с 1975 по 1988 год, был проведен ряд мероприятий по модернизации ИЯР ИВВ-2М. На сегодняшний день установлен срок эксплуатации исследовательского ядерного реактора до 2025 года.

В докладе представлены:

- краткое описание реактора ИВВ-2М, его эксплуатационные характеристики и экспериментальные возможности;
- основные показатели в работе ИЯР ИВВ-2М, достигнутые в 2016 году;
- состояние безопасности на ИЯР;
- план мероприятий по реконструкции систем и оборудования ИЯР ИВВ-2М, утвержденный в 2010 году, и ход его выполнения по состоянию на сегодняшний день;
- перспективы использования ИЯР ИВВ-2М до 2020 года.

В 2016 году коэффициент использования реактора составил 86,1%, а энерговыработка – 109,0 ГВт·час. За прошедший год не зафиксировано нарушений в работе ИЯР ИВВ-2М, попадающих под определение НП-027-10

«Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе исследовательских ядерных установок», что свидетельствует о своевременных мероприятиях, направленные на обслуживание систем и оборудования реактора и надлежащем уровне культуре безопасности на предприятии.

В 2010 году разработан «План мероприятий АО «ИРМ» по обеспечению безопасной эксплуатации комплекса ИВВ-2М на период до 2025 года», утвержденный руководством ГК «Росатом» и за последующие шесть лет выполнен примерно на 45%.

Разработана комплексная программа реконструкции и развития научно-производственной базы АО «ИРМ» на период 2014 – 2020 года. Целью данной программы является следование стратегии ГК «Росатом», т.е. трансформации в глобального лидера отрасли благодаря развитию новых сегментов на базе традиционных рынков, а так же кардинальное изменение социально-экономического положения предприятия. Всего этого можно добиться путем выполнения мероприятий по увеличению объемов выручки за счет повышения производительности труда и качества результатов исследований при выполнении НИОКР, создания производственных мощностей для предоставления новых видов услуг и выпуска новой продукции, улучшения условий и безопасности производства работ в соответствии с требованиями современных норм и правил.

OVERALL RESULTS OF IVV-2M NUCLEAR RESEARCH REACTOR OPERATION

A.M. Rogovski, I.M. Russkikh, E.N. Seleznev, A.V. Kozlov

JSC "Institute of Nuclear Materials",
Zarechny, Russia

IVV-2M nuclear research reactor is a part of Nuclear Research Facility (NRF) at JSC "Institute of Nuclear Materials" and consists of the reactor itself, hot cell laboratory, and nuclear material storage facility.

IVV-2 reactor has been launched in April, 1966. Since in operation, from 1975 to 1988 the reactor underwent several modernizations to IVV-2M. Now the established nuclear research reactor lifetime is until 2025.

The paper gives:

- brief description of IVV-2M reactor, its operating characteristics and experimental capacity;
- main figures on IVV-2M NRF performance in 2016;
- NRF safety state description;
- reconstruction plan for IVV-2M NRF systems and equipment, approved in 2010, and its progress;

- prospects of IVV-2M NRF operation till 2020.

In 2016 reactor capacity factor was 86.1% and power generation constituted 109.0 GW·h. Over the past year no incidents falling within the *Provisions on Investigation and Reporting of the Operational Violations at Nuclear Research Facilities* (NP-027-10) were registered at IVV-2M NRF. This fact shows scheduled measures taken to maintain reactor systems and equipment and proper level of safety culture in the Company.

In 2010 *Safety assurance plan for IVV-2M facility operation at JSC "INM" until 2025* has been developed. It was approved by Rosatom State Corporation, and for the past six years it has been fulfilled to 45%.

An integrated program on reconstruction and development of scientific and production base at JSC "INM" for 2014-2020 has been developed. The program aims to follow Rosatom State Corporation strategy, i.e. to transform into a global leader in the industry by developing new segments of traditional markets and to change social and economical state of the Company. To succeed in it certain income increasing measures should be taken by increasing workforce productivity and improving quality of R&D results, developing production capacity to provide new services and produce new products, improving production and safety conditions in compliance with modern rules and regulations.

КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО РЕАКТОРУ-ПРОТОТИПУ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД (TEST REACTOR)

В.М. Махин

АО «ОКБ "Гидропресс"»,
г. Подольск, Россия

В «Энергетической стратегии России на период до 2030 года» предусматривается создание нового поколения водо-водяных энергетических реакторных установок со сверхкритическими параметрами пара и регулируемым спектром нейтронов. Мировым сообществом аналогичные установки создаются по направлению SCWR программы Generation 4.

По данной программе за рубежом разрабатываются одноконтурные реакторные установки корпусного и канального типов - Super Critical Water Reactor (SCWR). Высокие параметры теплоносителя (до 625°C) ориентированы на получение КПД до 50%, а применение при этом одноконтурных установок с компактным корпусным реактором - на снижение до 40% удельных капитальных затрат. В частности, при освоенных в тепловой энергетике параметрах пара (P=25МПа и t=500°C) в проекте HPLWR (Германия) КПД равен 43,5%. При указанных параметрах HPLWR декларируется снижение на 20% удельных капитальных затрат при

сооружении энергоблока в сравнении с современными установками ABWR, которые на настоящий момент характеризуются как самые экономичные, а именно: с меньшими капитальными затратами и меньшей длительностью строительства.

В работе рассматриваются концептуальные предложения по реактору – прототипу энергетического ВВЭР-СКД, создание которого регламентируется нормативными документами - НП-001-15 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций». Показана целесообразность разработки реактора – прототипа как головного блока атомной станции малой мощности (АСММ). Подобный подход основывается на опыте длительной и успешной эксплуатации реакторов-прототипов, таких как БОР-60 и ВК-50.

CONCEPTUAL PROPOSALS ON VVER-SCP TEST REACTOR

V.M. Makhin

JSC «OKB "Gidropress"»,
Podolsk, Russia

New generation water-to-water power reactors with supercritical coolant parameters (SCWR) and a controlled spectrum of neutrons is provided in «Power strategy of Russia for the period till 2030» (ES-2030). Similar power reactors are created by the world community on Generation 4 program direction.

The majority of SCWR projects are developed as a once-through or a direct-cycle nuclear power plant, i.e., steam from a nuclear reactor is forwarded directly into a turbine. There are vessel-type and channel-type reactors. SCWR also has much higher operating parameters of the circulation circuit (pressure water –about 25 MPa, and outlet temperature up to 625°C). In summary, the use of supercritical water in nuclear reactors will significantly increase thermal efficiency to 50% ; decrease capital and operational costs of nuclear power plant to 40 % and hence decrease electrical energy costs. In particular, in project HPLWR (Germany): $P=25\text{MPa}$ and $t=500^\circ\text{C}$ (such as parameters of fossil fuelled power station) the efficiency equals 43,5 %. Adding all direct costs for this reactor, 20% saving could be expected compared with the reference power plant - ABWR.

Conceptual proposals on a small test reactor SCWR are considered in this report. Test reactor is the prototype of power reactor VVER-SCP for experimental justification of design solutions and optimization of VVER-SCP design. Development of test reactor is regulated by normative documents - NR-001-15 « General provisions for safety assurance of nuclear power plants». The expediency of development of a test reactor as the head (first) unit of small nuclear power plant is shown. The similar approach is based on experience of long-term and successful operation of reactors - prototypes, such as BOR - 60 and VK-50.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ ИБР-2 ПОСЛЕ МОДЕРНИЗАЦИИ (2012–2016 ГОДЫ)

А.В. Виноградов, А.В. Долгих, Ю.Н. Пепелышев

ОИЯИ,
г. Дубна, Россия

В период 2007-2011 гг. проведена модернизация исследовательской ядерной установки ИБР-2, включающая замену корпуса реактора и околореакторного оборудования, системы управления и защиты реактора, системы контроля технологических параметров, а также системы разогрева натрия. С целью повышения надежности и безопасности эксплуатации реактора ИБР-2М была изменена конфигурация активной зоны реактора и структура топлива, уменьшено количество ТВС. В настоящее время в активную зону ИБР-2М загружено 65 ТВС. На декабрь 2016 г. выгорание топлива составило 1,33%. Основные характеристики реактора до и после модернизации представлены в табл. 1.

Таблица 1. Сравнительные характеристики реакторов ИБР-2 и ИБР-2М

№ п/п	Параметр	ИБР-2	ИБР-2М
1.	Средняя мощность, МВт	1,5 (с мая 1996 г.)	2,0
2.	Топливо	PuO ₂	PuO ₂
3.	Максимальная загрузка активной зоны	78	69
4.	Допустимое выгорание, %	6,5	9
5.	Частота следования импульсов мощности, Гц	5,25	5
6.	Полуширина импульса мощности, мксек	245	200
7.	Фон между импульсами, %	8,4	8,6
8.	Количество импульсов сателлитов	4	1
9.	Мощность в импульсе, МВт	1500	1830
10.	Пиковая плотность потока быстрых нейтронов (в центре активной зоны), н/см ² ·с	$2,6 \cdot 10^{17}$	$2,92 \cdot 10^{17}$
11.	Плотность потока тепловых нейтронов на поверхности водяного замедлителя, н/см ² ·с: пиковая средняя по времени	$5 \cdot 10^{15}$ $0,5 \cdot 10^{13}$	$6 \cdot 10^{15}$ $0,5 \cdot 10^{13}$
12.	Равновесная импульсная надкритичность	$0,93 \cdot 10^{-3}$	$1,02 \cdot 10^{-3}$
13.	Скорость вращения роторов ПО-3, об/мин основной дополнительный	1500 300	600 300
14.	Материал отражателей	сталь	сталь+никель
15.	Назначенный срок службы, час	20000	55000

На ИЯУ ИБР-2 принят циклический режим работы, при котором в каждом цикле установка ИБР-2 работает непрерывно на средней мощности 2 МВт от 200 до 400 часов. На рис. 1 представлена энерговыработка (E) ИБР-2М и уровни средней мощности (W) в каждом из циклов работы реактора на физический эксперимент, начиная с энергетического пуска в 2011 и по февраль 2017 г.

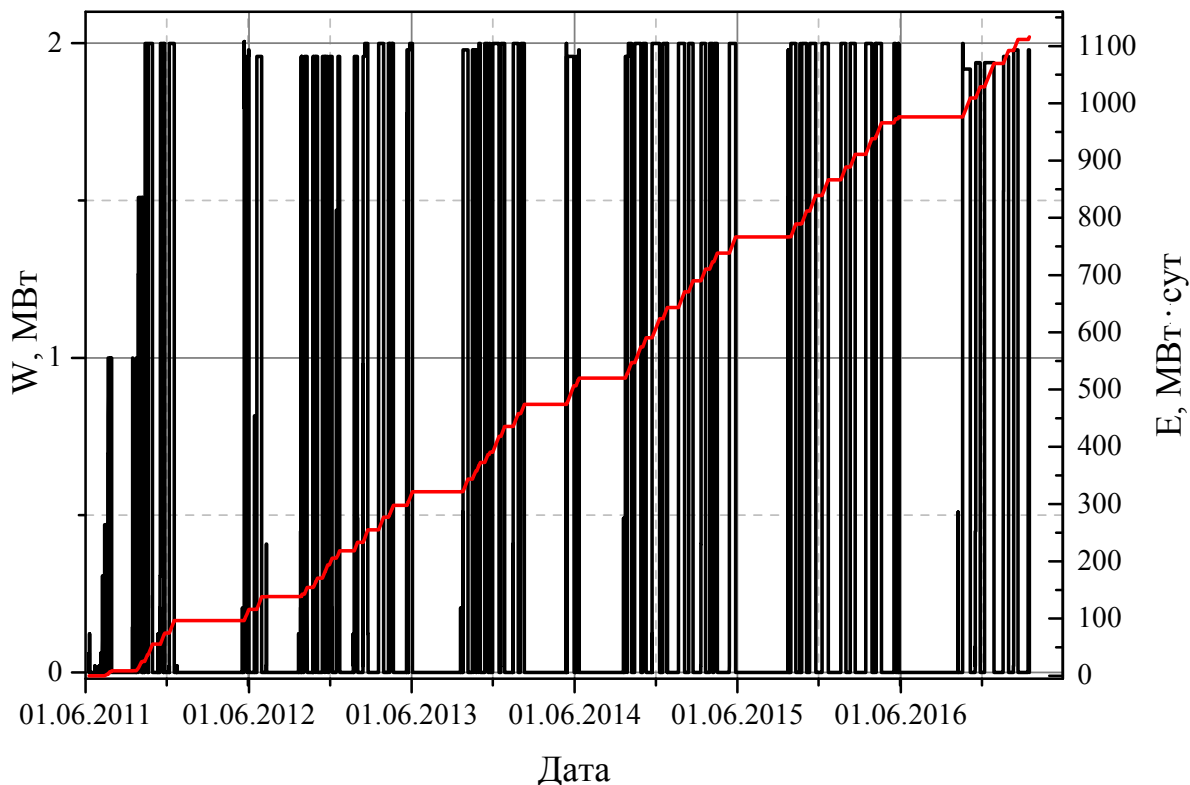


Рис. 1. Уровень средней мощности (W) и энерговыработка (E) по всем циклам работы ИБР-2М

На установке ИБР-2 при участии организации “СкуАтом” создана измерительная информационная система для исследования и диагностики состояния реактора. С помощью этой системы исследуются важные для безопасности характеристики реактора. Например, в результате анализа переходных процессов мощности, обусловленных прямоугольными колебаниями реактивности, получена импульсная характеристика мощностной обратной связи (МОС) ИБР-2М, от которой зависит динамическая устойчивость реактора. Как и для ИБР-2, характеристика МОС ИБР-2М отрицательная. Симметричные колебания реактивности в ИБР-2М вызывают симметричные колебания мощности. В отличие от ИБР-2 импульсная характеристика обратной связи ИБР-2М находится гораздо дальше от положительных значений реактивности, чем для ИБР-2, т.е. по сравнению с ИБР-2 реактор ИБР-2М более устойчив и продолжительность работы его в существующем номинальном режиме до границы устойчивости будет дольше. Кроме того, на реакторе установлен контроль изменения импульсной критичности в процессе его работы (см. рис.2).

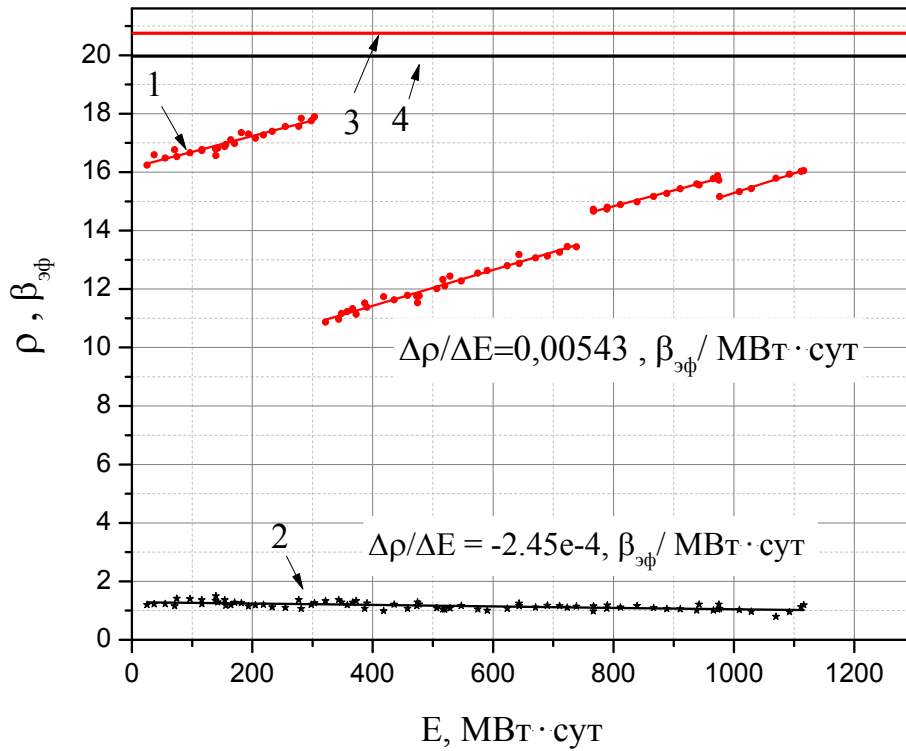


Рис. 2. Зависимость импульсной критичности ИБР-2М от энерговыработки при нулевой мощности (1), а также изменение быстрой мощностной обратной связи (2): 3,4 - полный и оперативный запас реактивности $\rho_{п}=20,749\beta_{эф}$, $\rho_o=19,97\beta_{эф}$ соответственно

Дозовые нагрузки на персонал

Дозовые нагрузки на ремонтный и эксплуатационный персонал Лаборатории нейтронной физики за период с начала эксплуатации модернизированного реактора существенно меньше контрольного уровня годовой дозы для персонала ЛНФ, установленного на уровне 18 мЗв, на что указывает динамика изменения среднегодовой дозы (см. рис.3). Случаев внешнего и внутреннего облучения персонала выше допустимых уровней за рассматриваемый период не зарегистрировано.

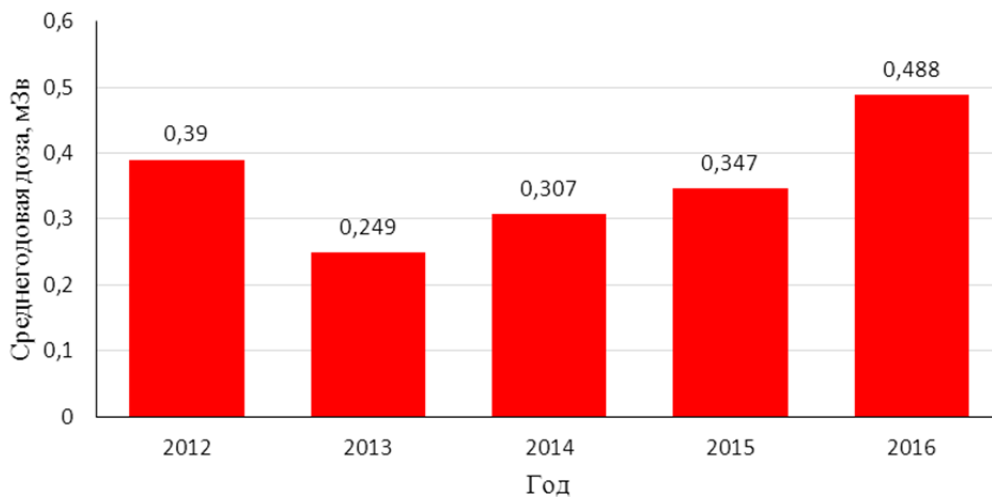


Рис. 3. Изменение среднегодовой дозы

Внеплановые аварийные остановы реактора

Количество внеплановых остановов реактора в результате срабатывания аварийной защиты представлено на рисунке 4. Основная часть срабатываний аварийной защиты относится к отклонениям в работе ИЯУ ИБР-2, вызванные нарушениями в электроснабжении установки по внешним причинам вне зоны ответственности эксплуатирующей организации.



Рис. 4. Срабатывание аварийной защиты ИЯУ ИБР-2

Мероприятия по повышению безопасности ИЯУ ИБР-2

В 2013 г. завершены работы по продлению ресурса оборудования систем ИЯУ ИБР-2, важных для безопасности. Актом, утвержденным главным инженером ОИЯИ, оборудование принято в эксплуатацию в течение дополнительного срока.

С 2014 г. в опытной эксплуатации находится новая система радиационного контроля СРК ИБР-2, по результатам которой в 2016 г. проведено дооснащение СРК и доработка программного обеспечения.

Специализированной организацией «СкуАтом» ведутся работы по улучшению возможностей информационно-измерительной системы анализа реакторных параметров, предназначенной для исследования и диагностики ИБР-2М.

Специализированной организацией ЗАО «КТБ «Технорос» в 2015 г. проведена реконструкция мостового крана реакторного зала ИЯУ ИБР-2, который в начале 2016 г. перерегистрирован в ЦМТУ Ростехнадзора.

В 2015 г. на АО «Воткинский завод» началось изготовление резервного модулятора реактивности ПО-3Р.

С целью улучшения и повышения надежности электроснабжения с 2015 г. специализированной организацией ООО «Энергодиагностика» проводятся работы по замене оборудования и элементов внешнего электроснабжения установки ИБР-2 с выработанным ресурсом: высоковольтных кабелей 10 кВ, трансформаторов 10/04 кВ со шкафами ввода высокого напряжения, распределительного пункта 10 кВ РП-118, распределительного щита 0,4 кВ РЩ-117, интеграции дополнительной дизель-генераторной установки мощностью 400 кВт в систему резервного электропитания ИЯУ ИБР-2.

Кроме того, ведутся плановые работы по продлению срока эксплуатации и замене оборудования с выработанным ресурсом.

EXPERIENCE IN OPERATING THE IBR-2 RESEARCH NUCLEAR FACILITY AFTER ITS MODERNIZATION (2012–2016)

A.V. Vinogradov, A.V. Dolgikh, Yu.N. Pepelyshev

Joint Institute for Nuclear Research,
Dubna, Russia

In 2007-2011 the modernization of the IBR-2 nuclear research facility (NRF) has been carried out including the replacement of the reactor vessel and near-reactor equipment, reactor control and safety system, control system of technological parameters, as well as sodium heating system. To improve the reliability and safety of operation of the IBR-2M reactor, the configuration of the reactor core and the fuel structure was changed, and the number of fuel assemblies was reduced. At present, 65 fuel assemblies have been loaded into the IBR-2M core. In December 2016, the fuel burnup was 1.33%. The basic characteristics of the reactor before and after modernization are presented in Table 1.

Table 1. Comparative characteristics of the IBR-2 and IBR-2M reactors.

№	Parameter	IBR-2	IBR-2M
1.	Mean power, MW	1.5 (from May 1996)	2.0
2.	Fuel	PuO ₂	PuO ₂
3.	Maximum number of fuel assemblies	78	69
4.	Allowable fuel burnup, %	6.5	9
5.	Pulse repetition rate, Hz	5.25	5
6.	Pulse half-width, μs	245	200
7.	Background between pulses, %	8.4	8.6
8.	Number of satellite pulses	4	1
9.	Peak power in pulse, MW	1500	1830
10.	Peak fast neutron flux density (in the center of the core), n/cm ² ·s	2.6·10 ¹⁷	2.92·10 ¹⁷
11.	Thermal neutron flux density on water moderator surface, n/cm ² ·s: maximum time-average	5·10 ¹⁵ 0.5·10 ¹³	6·10 ¹⁵ 0.5·10 ¹³
12.	Equilibrium pulse supercriticality	0.93·10 ⁻³	1.02·10 ⁻³
13.	MR-3 rotor rotation rate, rev/min: main auxiliary	1500 300	600 300
14.	Reflector material	steel	steel+Ni
15.	MR service life, hours	20000	55000

At the RNF IBR-2 a cyclic mode of operation is adopted, in which the reactor is operated continuously at an average power of 2 MW for 200÷400 hours. Figure 1 presents the energy production (E) of IBR-2M and average power levels (W) in each of the reactor cycles for physical experiments starting from the power startup in 2011 until February 2017.

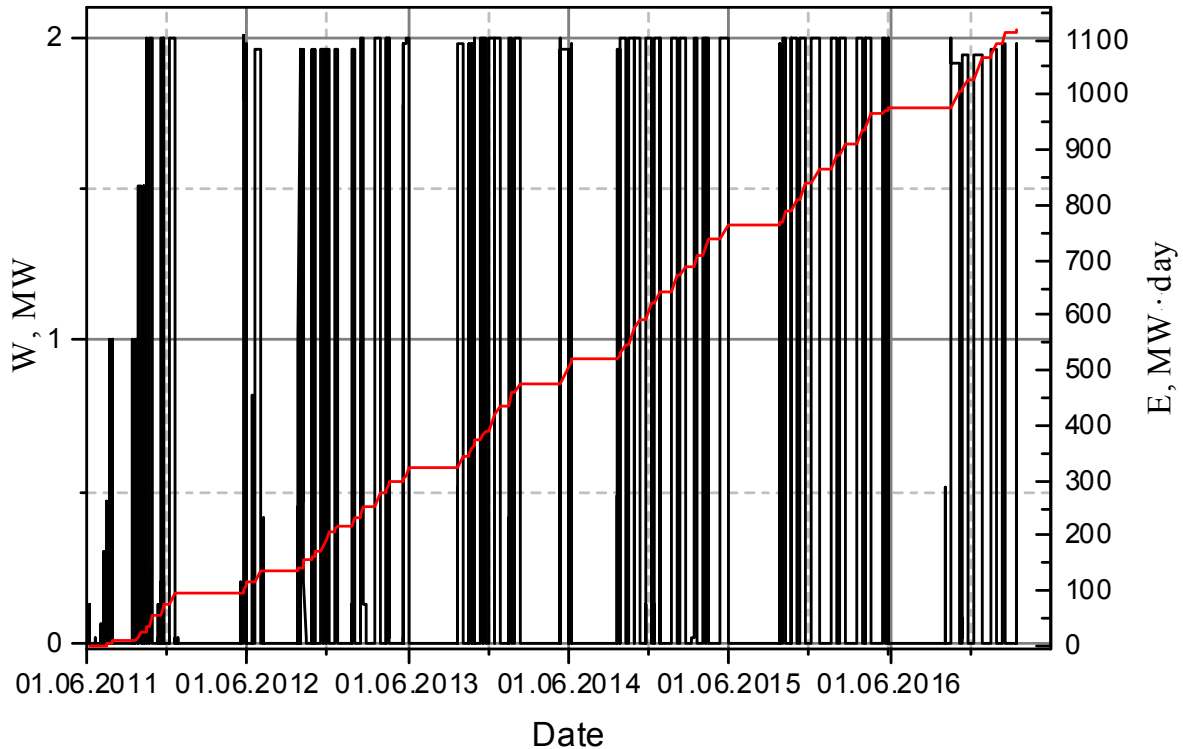


Fig. 1. Average power level (W) and energy production (E) in all IBR-2M cycles

In cooperation with “SKU-Atom” Ltd. a measuring and information system has been created for research and diagnostics of the reactor condition. Using this system, safety-related characteristics of the reactor are studied. For example, on the basis of the analysis of power transient processes caused by the square-wave reactivity, pulse response of power feedback of IBR-2M, which determines the dynamic stability of the reactor, has been obtained. As is also the case for IBR-2, the power feedback characteristic of IBR-2M is negative. Symmetrical reactivity fluctuations in IBR-2M induce symmetrical power fluctuations. In contrast to IBR-2, the pulse response of IBR-2M feedback differs more from positive reactivity values than for IBR-2, in other words, as compared to IBR-2, the IBR-2M reactor is more stable and its service life in the existing nominal mode up to the stability limit will be longer. In addition, the variation in pulsed criticality is controlled during the reactor operation (see Fig. 2).

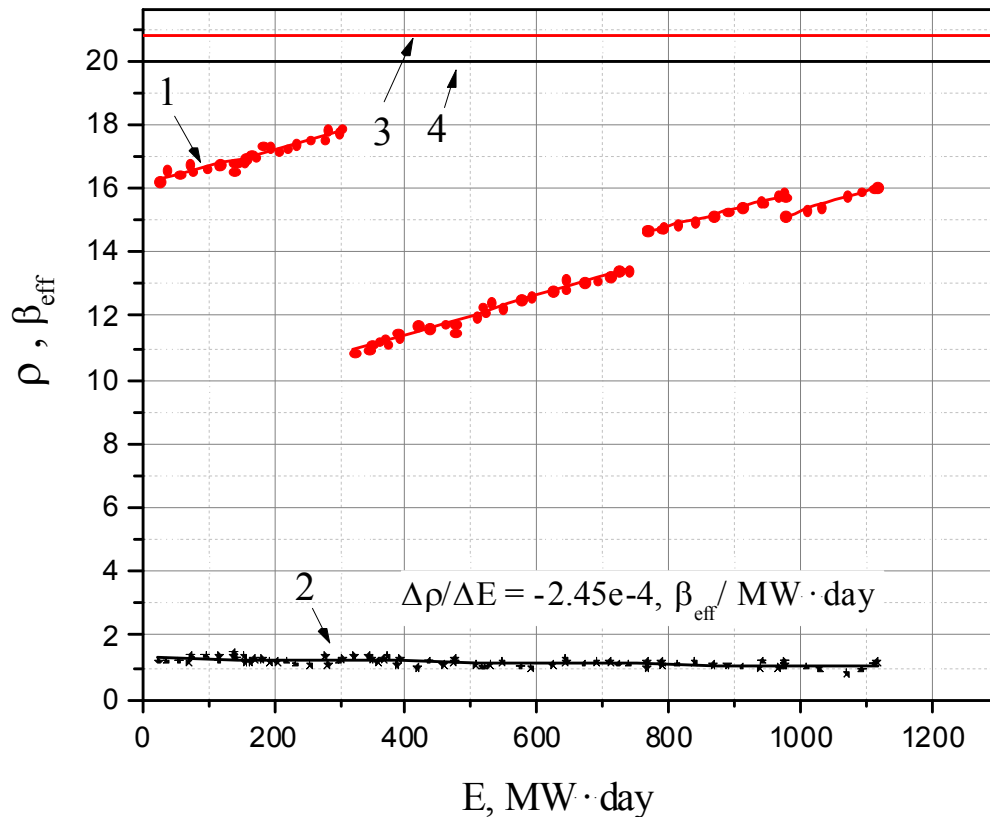


Fig. 2. Dependence of the IBR-2M pulsed criticality on energy production at zero power (1) and variations in fast power feedback (2): 3.4 - total and operational reactivity margin $\rho_{\text{n}}=20.749\beta_{\text{eff}}$, $\rho_{\text{o}}=19.97\beta_{\text{eff}}$, respectively.

Radiation exposure of personnel

The radiation exposure of the maintenance and operating personnel of the Frank Laboratory of Neutron Physics since the beginning of operation of the modernized reactor has been significantly lower than the reference level of the annual dose for the FLNP personnel set at the level of 18 mSv, as indicated by the dynamics of the change in the average annual dose (see Fig. 3). No cases of external and internal exposure of the personnel above the permissible exposure limits in the considered period have been reported.

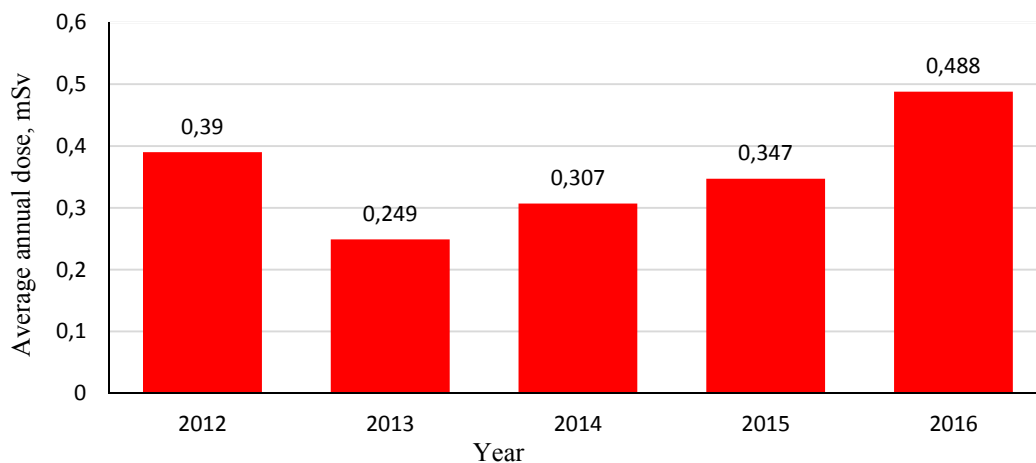


Fig. 3. Change in the average annual dose

Unscheduled emergency reactor shutdowns

The number of unscheduled reactor shutdowns because of the triggering of the safety shutdown system is shown in Fig. 4. The greater part of the emergency shutdowns was caused by the deviations in the IBR-2 operation as a result of power supply failures in the municipal electric power supply system outside the area of responsibility of JINR.

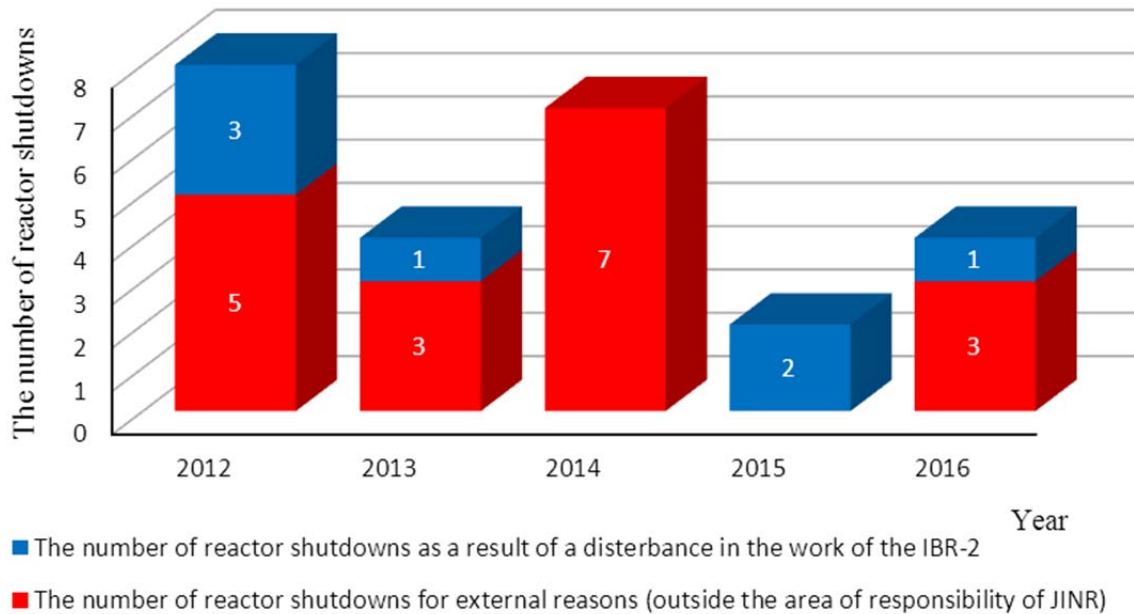


Fig. 4. Triggering of the safety shutdown system

Activities to improve safety and reliability of RNF IBR-2

In 2013, the activities to prolong the service life of equipment of the IBR-2 safety-related systems were completed. According to the Act approved by the JINR chief engineer, the safety-related equipment has been accepted into service during the extended operating term.

Since 2014, the stationary radiation monitoring system (RMS) of IBR-2 has been in trial operation. In 2016, basing on the results of the trial operation we further equipped the system with radiation monitoring devices and optimized the software of the server and working places in order to improve the performance of RMS.

The specialized organization “SKU-Atom” Ltd. is working to improve the capabilities of the measuring and information system for analysis of reactor parameters. The system is designed for research and diagnostics of the reactor condition.

In 2015, the specialized organization CJSC Technology Design Bureau “Tekhnoros” reconstructed a special bridge crane of the reactor hall, which was reregistered in Rostekhnadzor in the beginning of 2016.

In 2015, the manufacturing of a reserve reactivity modulator MR-3R started at JSC "Votkinskii plant".

In order to improve the reliability of power supply, starting from 2015, LLC "Energodiagnostika" has been carrying out the replacement of equipment and components of the external power supply system of the IBR-2 facility with expired

service life, which include: 10-kV high-voltage cables, 10/04-kV transformers with high-voltage lead-in cabinets, 10-kV distribution substation RP-118, 0.4-kV switchboard RC-117, integration of an additional 400-kW diesel generator into the backup power system of IBR-2.

Planned maintenance activities are in progress to extend the life of the equipment and replace the equipment with expired service life.

ПОДКРИТИЧЕСКИЙ СТЕНД ПКС ФС-2: ПРОШЛОЕ, НАСТОЯЩЕЕ, БУДУЩЕЕ

С.И. Александров, А.А. Большов, С.А. Соколов, В.А. Ямпольский

АО «НИКИЭТ»,
г. Москва, Россия

Физический стенд ФС-2 является уникальным экспериментально – учебным подкритическим стендом (ПКС), созданным на базе Отраслевой лаборатории атомных реакторов (ОЛАР) при кафедре «Ядерные реакторы и установки» факультета «Энергомашиностроение» Московского государственного технического университета имени Н.Э. Баумана и представляет собой подкритический размножитель, эксплуатирующийся только при стационарной рабочей загрузке. ПКС ФС-2 имеет двойное назначение, являясь, с одной стороны, экспериментальным устройством (единственным, оставшимся в отрасли в настоящее время), позволяющим проведение научных исследований по повышению ядерной безопасности проектируемых и действующих реакторных установок (РУ) за счет улучшения их контроля в критическом и подкритическом состояниях и, с другой стороны, обеспечивающим подготовку высококвалифицированных кадров для ядерной энергетики на современном уровне.

ПКС ФС-2 обеспечивает возможность проведения испытаний детекторов нейтронов совместно с аппаратурой контроля и аварийной защиты пускового и подкритического диапазонов работы РУ различного назначения как в статических режимах, так и в режимах натурального временного воспроизведения изменения плотности потока нейтронов (ППН), имитирующего быстрое введение положительной реактивности величиной вплоть до $0,9\beta$ (за счет перемещения источника нейтронов в активной зоне или отражателе стенда по заданному алгоритму). Подобные испытания на подкритическом размножителе полностью безопасны и достаточно представительны, так как потоки нейтронов на ФС-2 примерно в 100 раз выше, чем таковые в диффузионной среде от источника нейтронов той же мощности.

Прошлое.

Стенд введен в эксплуатацию 17 октября 1972 г., а с 1978 года переведен из режима подкритической сборки в режим подкритического размножителя. Эффективный коэффициент размножения ($K_{эфф}$) ПКС ФС-2 составляет 0,99.

Схематично конструкция стенда представлена на рисунке 1 (бак биологической защиты не показан).

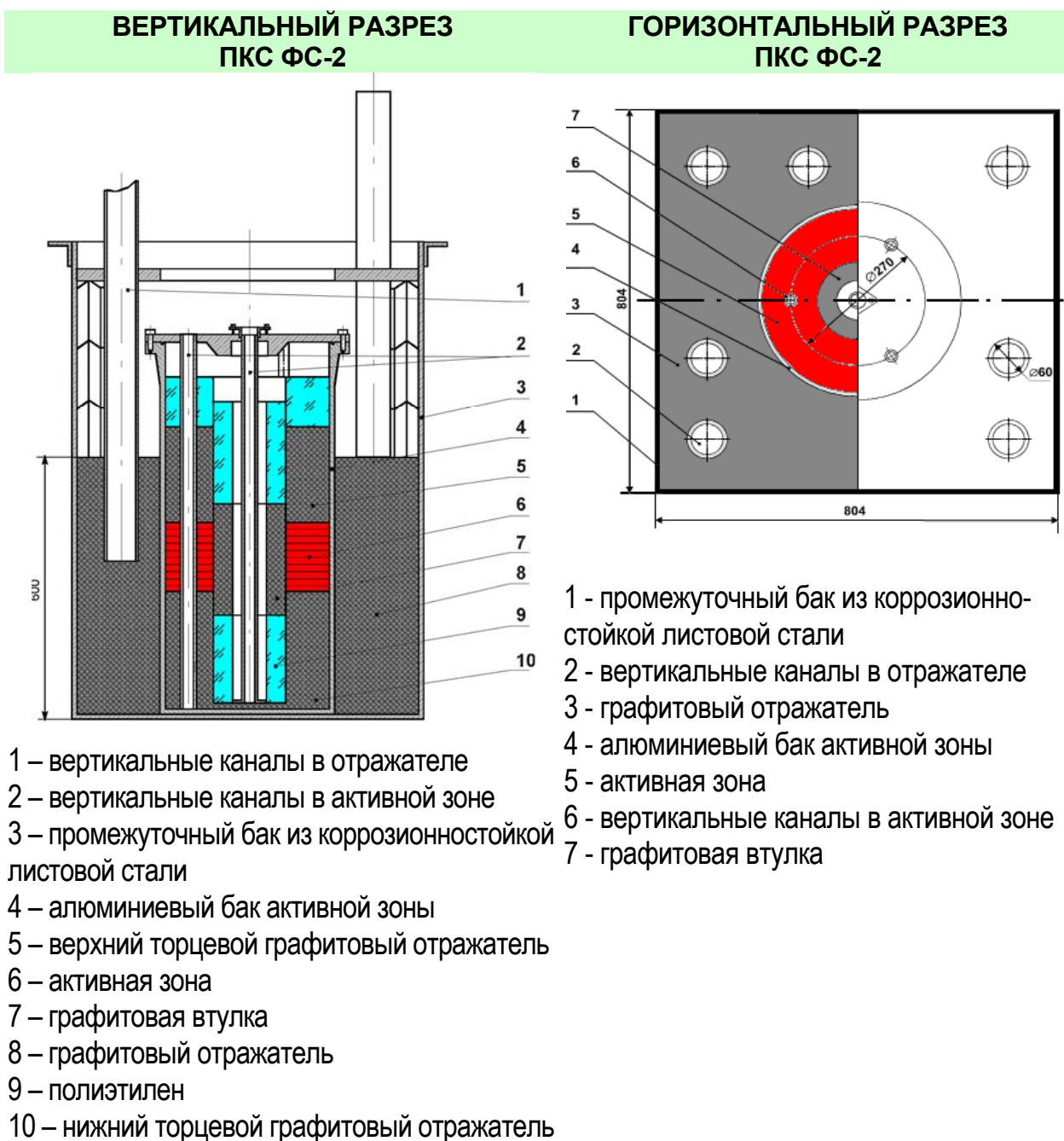


Рисунок – Вертикальный и горизонтальный разрез ПКС ФС-2

При мощности источника нейтронов 10^8 н/с в каналах на уровне центра активной зоны устанавливаются следующие величины ППН:

	ЦК	ВЭК-1
Плотность потока тепловых нейтронов, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	$2 \cdot 10^6$	$0,6 \cdot 10^6$
Плотность потока быстрых нейтронов, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	10^5	10^3

С 29 июня 1998 г. ПКС ФС-2 находился в режиме длительного останова в связи с коррозионным повреждением промежуточного бака, в котором смонтированы активная зона и графитовый отражатель.

В 2011 году в АО «НИКИЭТ» разработаны «Мероприятия по переводу подкритического стенда ФС-2 из режима длительного останова в режим пуска». Но, так как назначенный срок эксплуатации ПКС ФС-2 составляет 40 лет, то предварительно было необходимым выполнение работ для продления назначенного срока эксплуатации в соответствии с требованиями НП-024-2000 «Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии».

Для выполнения данной работы требовалась разборка ПКС ФС-2 на конструкционные элементы с целью последующего обследования и обоснования возможности продления их использования в составе ПКС.

Разборке предшествовали первичное радиационное обследование стенда, расчеты и исследования в обеспечение ядерной и радиационной безопасности при проведении работ, а так же при организации места временного размещения рабочих (топливных) элементов подкритического стенда.

В 2013 году осуществлена разборка стенда, включая извлечение и декомпозицию активной зоны. Проведённый в АО «НИКИЭТ» комплекс расчётных работ позволил обосновать ядерную и радиационную безопасность процедуры разборки, осуществить выбор сценария размещения фрагментов активной зоны на хранение.

Комплексное обследование ПКС ФС-2 проведено в 2014 году. По частным программам проведены обследования топливных элементов стенда, системы управления и защиты (СУЗ), элементов конструкции стенда, а также элементов отражателя. В обследовании топливных элементов стенда приняли участие специалисты сторонних организаций, имеющие опыт обследования топливных элементов подкритических стендов схожей конструкции и назначения.

Исходя из результатов проведённого комплексного обследования комиссия рекомендовала продлить срок эксплуатации ПКС ФС-2 до конца 2032 года.

В 2015 году, после сборки стенда без загрузки топливных элементов, были проведены комплексные испытания модернизированной СУЗ. Выполнен первый этап физического пуска – активная зона была собрана в новом корпусе. Восстановлено её исходное состояние. Для обеспечения контроля подкритичности использованы сигналы ионизационных камер СУЗ, а также подготовлена и налажена нештатная аппаратура контроля загрузки ядерного топлива в активную зону, включающая два канала прибора ПЗП.3 и один канал прибора СПУ-1-1М.

Для определения первой порции загружаемого топлива был проведен нейтронно-физический расчет. Определение каждой следующей порции топлива выполнялось после построения кривых обратного счета по

показаниям каналов контроля. Загрузка топливных элементов проводилась полностью в соответствии с обратным порядком их выгрузки из активной зоны ПКС ФС-2, выполненной в 2013 году.

Работы выполнялись под постоянным дозиметрическим контролем.

Целью работ 2016 года было выпустить акт приемки ПКС ФС 2 в эксплуатацию в течение дополнительного срока эксплуатации. Для обеспечения этого:

1. Проведена экспертиза методик обосновывающих остаточный ресурс систем и элементов важных для безопасности. Результаты экспертизы положительные.

2. Разработана программа управления ресурсом ПКС ФС 2.

3. Подготовлено решение, согласованное с Госкорпорацией «Росатом», о возможности продления назначенного ресурса ПКС ФС 2.

По результатам выполненных работ 5 августа 2016 г. ПКС ФС-2 принят в эксплуатацию в течение дополнительного срока. Срок установлен до 31 декабря 2032 г.

Настоящее.

20 февраля 2017 г. после окончания работ по продлению назначенного срока эксплуатации подкритического стенда ПКС ФС-2, получения лицензии на эксплуатацию стенда в режиме пуска и спустя почти 20 лет с момента перевода его в режим длительного останова, АО «НИКИЭТ» завершило физический пуск стенда.

В период с 17 по 20 февраля 2017 г. в соответствии с рабочей программой измерений нейтронно-физических характеристик стенда и с соблюдением требований ядерной безопасности из стенда были извлечены дополнительные поглощающие стержни, введен внешний источник нейтронов и взведены рабочие органы аварийной защиты. В 12 часов 50 минут 20 февраля подкритический стенд ПКС ФС-2 выведен на мощность. Выпущен акт физического пуска и оформлен паспорт подкритического стенда.

3 марта по результатам физического пуска выпущен приказ по АО «НИКИЭТ» о переводе подкритического стенда ПКС ФС-2 в режим пуска.

Будущее.

В дальнейшем на ПКС ФС-2 планируется проведение работ по подтверждению значений ППН в каналах ЦК и ВЭК-1. Результатом этих работ должна стать аттестация характеристик поля нейтронов в экспериментальных каналах ПКС ФС-2.

Также планируется восстановление лабораторного практикума со студентами кафедры Э-7 и включение ПКС в производственный цикл работ АО «НИКИЭТ» при разработке детекторов и аппаратуры контроля ППН реакторных установок различного назначения.

FS-2 SUBCRITICAL FACILITY: PAST, PRESENT TIME, FUTURE

S.I. Aleksandrov, A.A. Bolshov, S.A. Sokolov, V.A. Yampolsky

JSC N.A. Dollezhal Research and Development Institute
of Power Engineering (NIKIET), Moscow, Russia

The FS-2 physical facility is a unique experimental and training subcritical facility (SCF) built on the basis of the Branch Laboratory for Atomic Reactors under the Chair of Nuclear Reactors and Facilities (the Faculty of Power Plant Engineering, Bauman Moscow State Technical University). This is a subcritical breeder operating with only a fixed operating load. FS-2 is a dual-purpose facility being, on the one hand, an experimental device (the only one currently remaining in operation in the branch) that enables scientific research to enhance the nuclear safety of reactor facilities under design or in operation through improving their monitoring in critical and subcritical states, and, on the other hand, supports training of highly-skilled nuclear personnel at an up-to-date level.

FS-2 provides for the capability to test neutron detectors jointly with hardware for the monitoring and emergency protection in the startup and subcritical operating ranges for reactor systems for various applications both in steady states and in conditions for the full-scale in-time simulation of the neutron flux that represents rapid introduction of positive reactivity of up to 0.9β (thanks to the neutron source movement in the facility core or reflector according to a preset algorithm). Such tests in a subcritical breeder are fully safe and fairly representative, since the FS-2 neutron fluxes are approximately 100 times as high as those in a diffusive medium from a neutron source of the same power.

Past.

The facility was put into operation on 17 October 1972. In 1978 it was switched from a subcritical assembly mode to a subcritical breeder mode. The effective multiplication factor (K_{eff}) of FS-2 is 0.99.

Schematically, the facility design is shown in Fig. 1 (biological shielding tank is not shown).

The following neutron flux values are set with a neutron source power of 10^8 n/s in channels at the core center level:

	CC	VEC-1
Thermal neutron flux, $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$	$2\cdot 10^6$	$0,6\cdot 10^6$
Fast neutron flux, $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$	10^5	10^3

From 29 June 1998, the FS-2 SCF was in a long-term shutdown mode because of a corrosive damage to the intermediate tank inside which the core and the graphite reflector are installed.

Measures to Switch the FS-2 Subcritical Facility from the Long-Term Shutdown Mode to the Startup Mode were developed in 2011 at JSC NIKIET. However, as the FS-2 specified life is 40 years, activities were preliminarily required to extend the specified life in accordance with NP-024-2000 “Requirements to Validate the Feasibility of Extending the Specified Life of Nuclear Facilities”.

This required the FS-2 disassembly into structural elements for further examination and to justify the possibility for extending their use as part of the SCF.

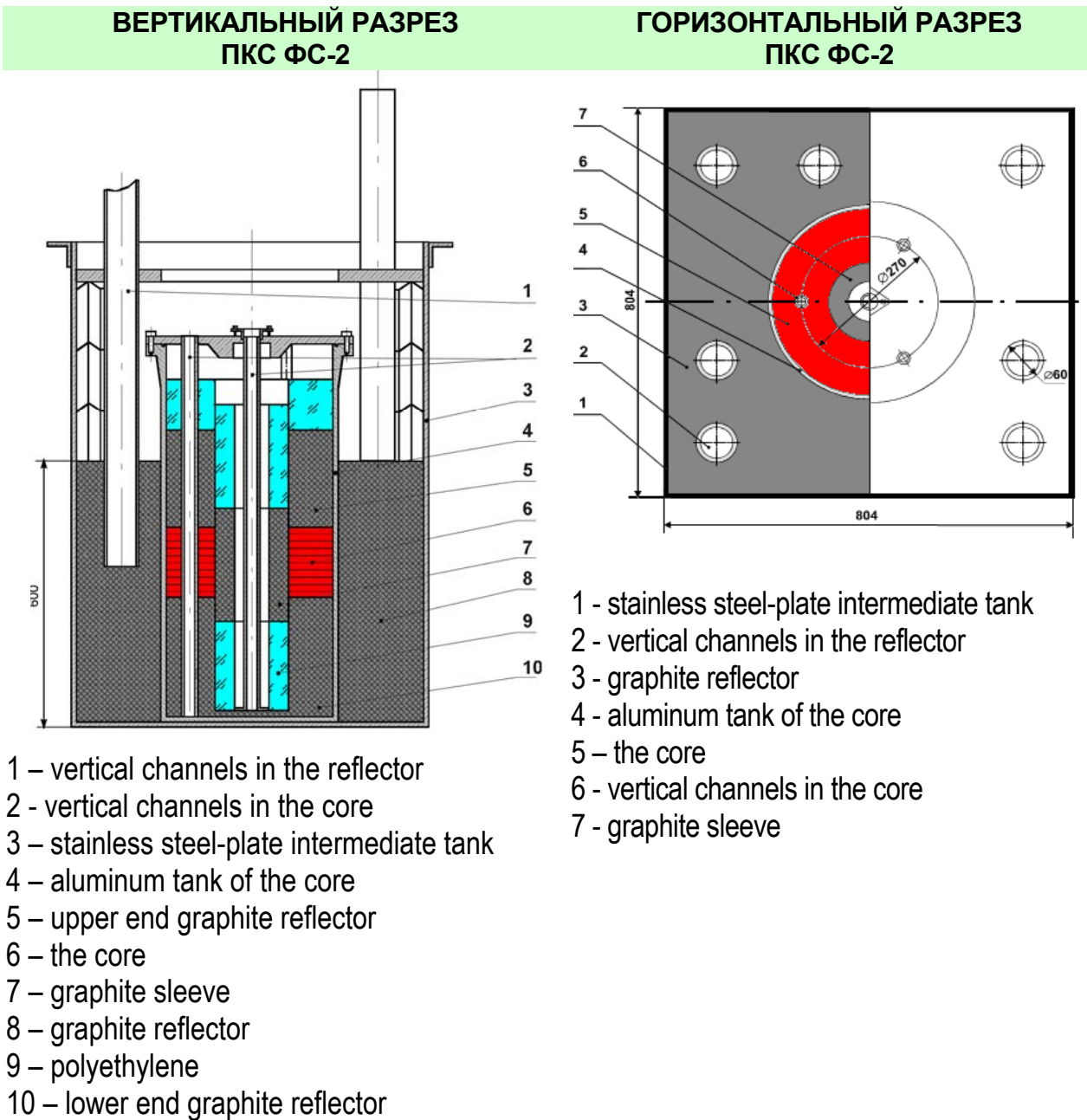


Figure – FS-2 side and horizontal sectional views

The disassembly was preceded by a primary radiation examination of the facility, calculations and a study to justify the nuclear and radiation safety during operations, as well as in organizing an area for the interim placement of the subcritical facility's working (fuel) elements.

The facility was disassembled in 2013, including the withdrawal and decomposition of the core. The computational work package performed at JSC NIKIET made it possible to justify the nuclear and radiation safety of the disassembly procedure and to select the scenario for the placement of the core components in storage.

A comprehensive examination of the FS-2 SCF was undertaken in 2014. The facility's fuel elements, the control and protection system (CPS), the facility's structural components and the reflector components were examined based on individual programs. Outside experts with an experience in examining fuel elements of subcritical facilities of a similar design and for a similar application took part in the examination.

It was recommended by the commission based on the comprehensive examination results that the FS-2 life should be extended until the end of 2032.

Comprehensive tests of the upgraded CPS were conducted in 2015, after the facility was assembled without fuel element loading. The initial (first criticality) stage was completed with the core assembled in a new vessel. Its initial condition was restored. Signals of the CPS ionization chambers were used to support the subcriticality monitoring, and nonstandard hardware was prepared and adjusted to monitor the nuclear fuel loading into the core, including two PZP.3 instrument channels and one SPU-1-1M instrument channel.

A neutronic calculation was performed to define the initial portion of the loaded fuel. Each subsequent fuel portion was defined after the countdown curves were plotted based on the monitoring channel readings. Fuel elements were loaded fully in accordance with the inverted sequence of their unloading from the FS-2 core in 2013.

The activities were performed in conditions of continuous radiation monitoring.

The purpose of the 2016 activities was to issue the report on the FS-2 acceptance for an extended operation period. To this end:

1. Procedures to justify the residual life of safety related systems and components were reviewed. The review results are positive.
2. The FS-2 life management program has been developed.
3. A decision has been prepared, agreed with Rosatom State Corporation, concerning the feasibility of the FS-2 specified life extension.

As the result of the activities, the FS-2 SCF was accepted for extended operation on 5 August 2016 for an extended operation until 31 December 2032.

Present time.

On 20 February 2017, after the activities to extend the specified life of the FS-2 subcritical facility were completed, after the license was obtained to operate the facility in the startup mode and nearly 20 years after the facility was switched to a long-term shutdown mode, JSC NIKIET completed the facility first criticality stage.

During the period of 17 to 20 February 2017, as required by the working program for the measurement of the facility's neutronic characteristics and subject to nuclear safety requirements, additional absorber rods were withdrawn from the facility, an external neutron source was introduced and emergency shutdown rods were cocked. At 12.50 pm on 20 February, the FS-2 SCF was brought to power. The first criticality report was released and the subcritical facility certificate was issued.

An order was issued at JSC NIKIET on 3 March, based on the first criticality results, to switch the FS-2 facility to the startup mode.

Future.

It is planned that activities will be further undertaken at FS-2 to confirm the neutron flux values in the CC and VEC-1 channels. The expected result of these activities is certification of the neutron field characteristics in the FS-2 experimental channels.

It is also planned to resume the laboratory course for the students at Department E-7 and to make the SCF a part of JSC NIKIET's working cycle for the development of neutron flux detectors and neutron flux monitoring hardware for reactor systems for various applications.

СИСТЕМЫ АВАРИЙНОГО ЭЛЕКТРОСНАБЖЕНИЯ ПОСТОЯННОГО И ПЕРЕМЕННОГО ТОКА ООО «АККУ-ФЕРТРИБ»

А.А. Агапов

ООО «Акку-Фертриб»,
г. Москва, Россия

1. Номенклатура поставляемого оборудования:
 - Аккумуляторные батареи.
 - Системы оперативного постоянного тока для объектов энергетики.
 - Системы постоянного тока аварийного электроснабжения.
 - Системы переменного тока.
 - Быстродействующие коммутационные аппараты.
 - Щиты распределения постоянного и переменного тока.
2. Осторожное «импортозамещение» поставляемого оборудования.
 - Модернизация производственных мощностей Рязанского аккумуляторного завода «Тангстоун».
 - Закупка комплектующих и материалов у отечественных изготовителей.
3. Номенклатурный ряд производимых аккумуляторных батарей.
4. Надежность, особенности функционирования систем постоянного тока.
 - Конструктивные преимущества, особенности работы, эргономика и система управления.

5. Надежность, особенности функционирования систем переменного тока.
 - Качество формирования синусоиды переменного тока на выходе устройства.
 - Синхронизация с внешней резервной сетью.
 - Перегрузочные способности устройств при пуске двигателей.
6. Быстродействующие тиристорные коммутационные аппараты.
 - Безтоковая пауза при переключениях.
 - Удаленное управление и настройка ключа.
7. Конструкция распределительных устройств постоянного и переменного тока.
 - Коммутационные аппараты.
 - Секционирование, резерв.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СИСТЕМЫ НОРМАТИВНЫХ ПРАВОВЫХ АКТОВ ПО БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

А.И. Сапожников, Д.Н. Поляков, А.В. Курындин, А.М. Киркин

ФБУ «НТЦ ЯРБ»,
г. Москва, Россия

В настоящее время с целью учета рекомендаций, сформулированных по результатам миссии МАГАТЭ 2009 г. и пост-миссии МАГАТЭ 2013 г. по комплексной оценке соответствия регулирующей деятельности нормам безопасности МАГАТЭ, а также изменений, внесенных в Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии», активно пересматриваются федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии в части безопасности исследовательских ядерных установок.

В частности, в конце 2016 года были утверждены и вступили в силу «Правила ядерной безопасности критических стенов» НП-008-16 (приказ Ростехнадзора об утверждении от 23.08.2016 № 348 зарегистрирован в Минюсте РФ 03.11.2016 № 44233). На разных стадиях пересмотра находятся следующие федеральные нормы и правила:

- «Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов» (НП-009);
- «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок» (НП-028);
- «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-049);
- «Требования к содержанию плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на исследовательских ядерных установках» (НП-075);

- «Правила устройства и эксплуатации исполнительных механизмов органов воздействия на реактивность» (НП-086).

Кроме того ведется разработка новых федеральных норм и правил «Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи исследовательским ядерным установкам в случаях радиационно опасных ситуаций».

При пересмотре действующих федеральных норм и правил и разработке новых проектов документов учтены рекомендации документов МАГАТЭ NS-R-4 «Безопасность исследовательских реакторов», SSG-20 «Обеспечение безопасности исследовательских реакторов и подготовка отчета по обоснованию безопасности», SSG-24 «Безопасность при эксплуатации и модификации исследовательских реакторов», SRS №80 «Переоценка безопасности исследовательских реакторов в свете инцидента на АЭС Фукусима-Даичи», и др.

Завершение запланированных работ по совершенствованию системы нормативных правовых актов по безопасности исследовательских ядерных установок позволит гармонизировать требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии в части безопасности исследовательских ядерных установок с международными подходами и в конечном итоге приведет к повышению уровня безопасности исследовательских ядерных установок.

ENHANCEMENT OF RESEARCH REACTORS SAFETY REGULATIONS SYSTEM

A.I. Sapozhnikov, D.N. Polyakov, A.V. Kuryndin, A.M. Kirkin

Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety
(SEC NRS), Moscow, Russia

At present time the federal regulations and rules in the field of use of nuclear energy that regulate safety of research reactors are actively revised in order to take into account the amendments of Federal Law of 21 November 1995 № 170-FZ «On Atomic Energy Use» and recommendations provided by Integrated Regulatory Review Service (IRRS) of IAEA mission to Russian Federation in 2009 and IRRS follow-up mission in 2013.

In particular «Nuclear Safety Rules of Critical Facilities» NP-008-16 were approved and introduced at the end of 2016 by the Order of Rostekhnadzor of 23.08.2016 № 348 (registered in Ministry of Justice of Russian Federation 03.11.2016 № 44233). The following federal regulations and rules are also under revision:

- «Nuclear Safety Rules of Research Reactors» (NP-009);

- «Safety Rules for Nuclear Research Installations Decommissioning» (NP-028);
- «Requirements to the Contents of a Safety Analysis Report for Nuclear Research Installations» (NP -049);
- «Requirements to Contents of the Action Plans for Protection of Personnel in the Event of an Accident at Nuclear Research Installations» (NP-075);
- «Rules for Design and Operation of Actuators of Reactivity Control» (NP-086).

Besides, the development of new federal regulations and rules «Provision for the Procedure of Announcement of Emergency, Prompt Information Communication and Arrangement for Emergency Assistance to Research Reactors in Case of Radiation-Hazardous Situations» is in process.

The recommendations of the following IAEA documents are considered in revision of existing federal regulations and rules and development of new documents drafts: NS-R-4 «Safety of Research Reactors», SSG-20 «Safety Assessment for Research Reactors and Preparation of the Safety Analysis Report», SSG-24 «Safety in the Utilization and Modification of Research Reactors», SRS №80 «Safety Reassessment for Research Reactors in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant» and others.

The completion of planned working on enhancement of research reactors safety regulations system will allow to harmonize the requirements of the federal regulations and rules in the field of use of nuclear energy that regulate safety of research reactors with international approaches and, in the end, will lead to improvement of research reactors safety level.

КРИТИЧЕСКИЕ СТЕНДЫ № 4, 5 ПАО «МСЗ»: ПОЛУВЕКОВОЙ ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ

А.А. Романов, Г.О. Пискарев

ПАО «МСЗ»,
г. Электросталь, Россия

Уран-графитовые критические стенды №№ 4, 5 «Машиностроительного завода» эксплуатируются с 1967 года и предназначены для проведения физических испытаний поглощающих элементов активных зон транспортных реакторов, а также графитовых стержней реактора ЭПП-6 Билибинской АЭС. По своим техническим и конструкционным характеристикам стенды являются зеркальными отображениями друг друга.

Благодаря техническому совершенству и надежности оборудования критстендов, а также квалификации персонала за 50-летний срок эксплуатации не было выявлено ни одного нарушения (происшествия, аварии) в работе стендов. За это время на критических стендах № 4 и № 5 был проведен комплекс работ по расширению экспериментальных возможностей и повышению ядерной безопасности, а именно:

- перекомплектация активной зоны;
- установка экспериментального устройства - автомата дистанционных работ (АДР);
- техническое переоснащение системы управления и защиты (СУЗ), системы радиационного контроля (СРК) и АДР;
- внедрение системы отображения информации (СОИ) с каналов контроля и защиты;
- создание измерительно-вычислительного комплекса на базе промышленных ЭВМ, получившего название «Канал вычисления реактивности (КВР)».

В работе критстендов большое внимание уделяется продлению сроков эксплуатации. Проектный ресурс эксплуатации 30 лет уже выработан. Разрешенный срок эксплуатации КС №№ 4, 5 истекает 30 декабря 2018 года.

В докладе представлены основные технические характеристики, показатели работы за последние 5 лет и экспериментальные возможности уран-графитовых критстендов. Рассмотрены проведенные за время эксплуатации мероприятия по усовершенствованию стендов № 4 и № 5.

СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК АО «НИИП» В 2016 ГОДУ

А.С. Грязнов, Н.Н. Ненадышин, В.М. Минин

АО «НИИП»,
г. Лыткарино, Россия

В докладе приведены общие сведения о АО «НИИП», о действующем импульсном реакторе БАРС-4 и сооружаемом реакторе ИРВ-М2. Рассмотрены основные проблемы, с которыми столкнулся персонал ИЯУ БАРС-4 в 2016 году при проведении процедуры продления срока эксплуатации реактора.

Дана оценка состояния ядерной и радиационной безопасности на предприятии. Представлены коллективные и индивидуальные дозы облучения персонала в 2016 году и мероприятия по повышению ЯРБ ИЯУ АО «НИИП».

ВОЗМОЖНОСТИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА У-3 ЛАБОРАТОРИИ 48 — КОМПЛЕКСА С ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИМ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ ФГУП «КРЫЛОВСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР»

Ю.В. Киселев, К.Б. Кондратьев, С.Ф. Турчинский

ФГУП «Крыловский государственный научный центр»,
г. Санкт-Петербург, Россия

1. Общие сведения о ИЯР У-3:

Исследовательский ядерный реактор У-3 ФГУП «Крыловский государственный научный центр» (бывшее ФГУП «ЦНИИ им. акад. А.Н. Крылова») был введен в строй в 1964 году как экспериментальное средство для изучения биологической защиты корабельных атомных энергетических установок, радиационной стойкости элементов систем управления, процессов развития и ликвидации радиационных аварий на кораблях с АЭУ.

Характеристики нейтронного и гамма полей в экспериментальных каналах ИЯР У-3 (N = 50 кВт)

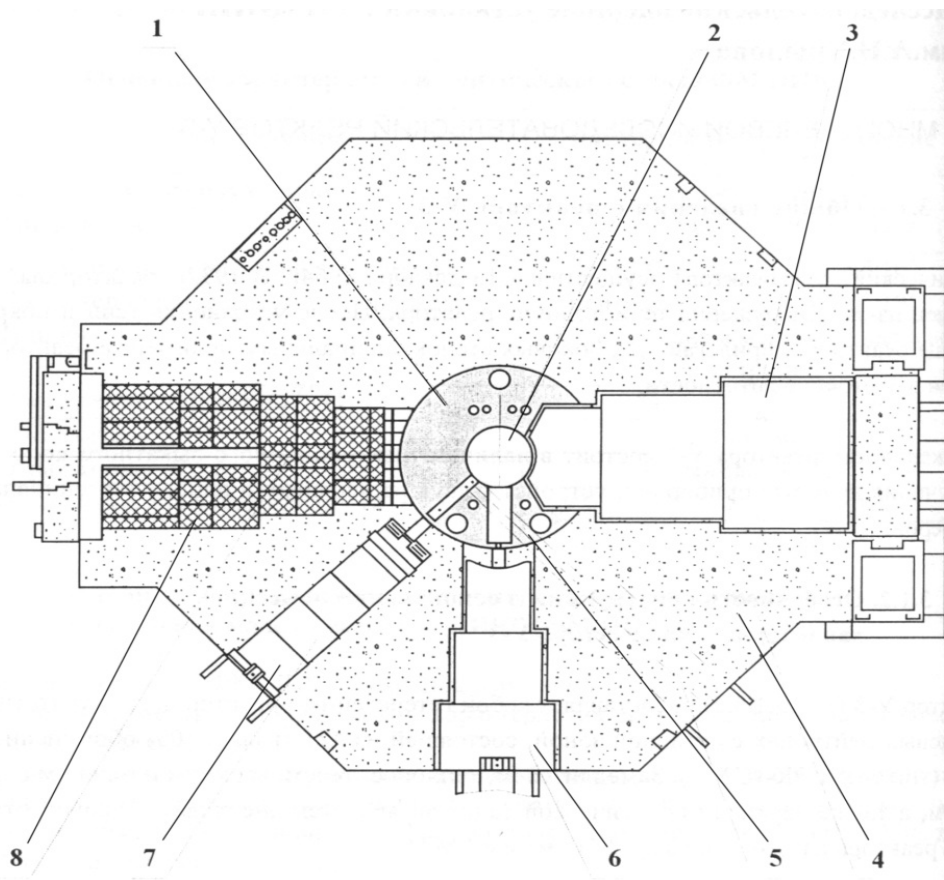
Экспериментальное устройство	Тепловые нейтроны	Промежуточные нейтроны	Быстрые нейтроны			Мощность дозы гамма-излучения
	$\frac{N}{\text{см}^2 \cdot \text{сек}}$	$\frac{N}{\text{см}^2 \cdot \text{сек}}$	$\frac{N}{\text{см}^2 \cdot \text{сек}}$			
	$E < 0,025 \text{ Эв}$	$0,025 \text{ Эв} < E < 1 \text{ МэВ}$	$E > 0,1 \text{ МэВ}$	$E > 0,5 \text{ МэВ}$	$E > 1 \text{ МэВ}$	$\frac{\text{рентген}}{\text{час}}$
ЦЭК	$4 \cdot 10^{11} (*)$ $3 \cdot 10^{11} (**)$	$5 \cdot 10^{11} (**)$	$4,7 \cdot 10^{11} (*)$ $3,3 \cdot 10^{11} (**)$	$4,45 \cdot 10^{11} (*)$ $3,15 \cdot 10^{11} (**)$	$3,4 \cdot 10^{11} (*)$ $2,4 \cdot 10^{11} (**)$	$1,25 \cdot 10^7 (**)$
Носик выкатного короба	$1 \cdot 10^{11} (*)$ $2 \cdot 10^{11} (**)$	$2,5 \cdot 10^{11} (**)$	$5,5 \cdot 10^{10} (*)$ $1 \cdot 10^{11} (**)$	$3,8 \cdot 10^{10} (*)$ $6,75 \cdot 10^{10} (**)$	$3,25 \cdot 10^{10} (*)$ $5,5 \cdot 10^{10} (**)$	$1,8 \cdot 10^6 (**)$
Шибер тангенциальный	$2 \cdot 10^7$	$3 \cdot 10^7$	$E > 1 \text{ МэВ}$ $2,2 \cdot 10^6$			$7 \cdot 10^7$
Шибер радиальный	$5 \cdot 10^7$	$1 \cdot 10^8$	$3 \cdot 10^7$			$7,5 \cdot 10^6$
Шибер откатной	$6 \cdot 10^7$	$1,5 \cdot 10^8$	$4 \cdot 10^7$			$1,1 \cdot 10^7$
Носик малого короба на тележке откатного шибера	$1,5 \cdot 10^{10}$	$3 \cdot 10^{10}$	$3,5 \cdot 10^9$			$1,8 \cdot 10^5$
Вертикальные экспериментальные каналы	$5 \cdot 10^{10}$	$7 \cdot 10^{10}$	$2 \cdot 10^{10}$			$3 \cdot 10^5$
Тепловая колонна	$5 \cdot 10^7$	-	-			-

Носик выкатного короба пустой - *: заполнен водой - **:

2. Компановка ИЯР У-3 с ускорителем УЭЛ-10 ДМ.

1. Графитовый отражатель
2. Активная зона
3. Выкатной короб

4. Биологическая защита
5. Отражатель
6. Радиальный шибер
7. Радиальный канал
8. Тепловая колонна



3. Состояние установки на текущий момент:

За время эксплуатации было проведено 2 модернизации реактора У-3 – в 1979 и 1988-90 г. г. С 2010 года по настоящее время проводятся работы по техническому перевооружению комплекса с ИЯР У-3. Реактор находится в режиме эксплуатации. Продлен срок эксплуатации на 10 лет до 2025 г.

4. Стресс-тест ИЯР У-3:

В качестве результата стресс-теста представлены оценки последствий гипотетической аварии, которая может иметь максимально возможные негативные последствия.

5. Техническое перевооружение:

Монтаж ускорителя УЭЛ-10 ДМ.

Работы, связанные с продлением ресурса ИЯР У-3. Их состав и проведенные объемы.

6. Возможности экспериментальных устройств.

7. Перспективы использования ИЯР У-3 .

ЭКСПЛУАТАЦИЯ РЕАКТОРА ВВР-Ц И СОСТОЯНИЕ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ АО «НИФХИ ИМЕНИ Л.Я. КАРПОВА» В 2016 ГОДУ

О.Ю. Кочнов, А.А. Овсянников, А.В. Васильев

АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова»,
г. Обнинск, Россия

В докладе представлены:

- Общие сведения о АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова»;
- краткое описание реактора ВВР-ц, его эксплуатационные характеристики и экспериментальные возможности;
- основные показатели работы ИЯР ВВР-ц достигнутые в 2016 году;
- обзор выполненных работ по реконструкции элементов и систем реактора ВВР-ц;
- план мероприятий на 2017 год по реконструкции систем и оборудования ИЯР ВВР-ц;
- оценка состояния ядерной и радиационной безопасности в институте;
- мероприятия по повышению ядерной и радиационной безопасности предприятия.

ИТОГИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ» В 2016 ГОДУ

А.В. Албул, А.С. Курский

ФГБУ «ИТЭФ» (НИЦ «Курчатowski институт»),
г. Москва, Россия

Представлены технические данные по итогам эксплуатации исследовательских ядерных установок (ИЯУ) НИЦ «Курчатowski институт». Для исследовательских реакторов приведены данные о времени работы на мощности, энерговыработке, соответствующих временных и мощностных коэффициентах. Для критических стендов приведены сведения о количестве пусков и суммарном времени работы на мощности (режим облучения).

Сведения о новых лицензиях и санитарно-эпидемиологических заключениях иллюстрируют состояние ИЯУ (модернизация, вывод из эксплуатации, состояние длительного останова и т.п.).

Приведены данные о нарушениях, подпадающих и неподпадающих под НП-027-10.

Кратко описаны кадровый состав установок и получение в 2016 г. новых персональных разрешений на право ведения работ в области использования атомной энергии.

Описаны изменения в состоянии зон баланса ядерных материалов в 2016 г.

Показаны результаты сравнительного анализа допустимых и фактических выбросов радионуклидов со всех ИЯУ «НИЦ «Курчатовский институт», среднегодовая мощность амбиентного эквивалента дозы внешнего излучения на границе санитарно-защитной зоны, среднегодовые объемная активность радионуклидов в воздухе и удельная активность радионуклидов в воде открытых водных объектов в санитарно-защитной зоне.

PERFORMANCE OF NRC "KURCHATOV INSTITUTE" IN THE YEAR OF 2016

A.V. Albul, A.S. Kurskiy

National Research Center (NRC) "Kurchatov Institute",
Moscow, Russia

Technical data of research nuclear facilities (RNF) of the National Research Centre "Kurchatov Institute" operation are presented. The time of operation at power, power generation, and the corresponding time and power factors for research reactors data are given.

For critical facilities information on the number of starts and the total operating time at power (irradiation regime) is given.

Information on new licenses and sanitary and epidemiological conclusions illustrate the state of the (RNF) (modernization, decommissioning, long-time shutdown, etc.).

The data on the violations that correspond to and do not correspond to НП-027-10 are given.

The staff working on the facilities is briefly described, and new personal permits for the work in the field of nuclear-power engineering were received in 2016.

Changes of nuclear material balance zones state in 2016 are described.

The results of permissible and actual radionuclide emissions from all RNF of the NRC "Kurchatov Institute" comparative analysis, the average annual ambient dose equivalent of the external radiation dose at the limits of sanitary protection zone, average annual volume activity of radionuclides in air and specific activity of radionuclides in open water objects in sanitary protection zone are presented.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ СМ

А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, В.В. Афанасьев

АО «ГНЦ НИИАР»,
г. Димитровград, Россия

Высокопоточный исследовательский реактор СМ эксплуатируется с 1961 года. В процессе эксплуатации реактор неоднократно реконструировался с целью расширения его экспериментальных возможностей и повышения безопасности эксплуатации. Часть изменений в конструкциях его систем и элементов внесена целевым образом в связи с появлением и постепенным ужесточением государственных нормативных требований по безопасности исследовательских реакторов.

Реактор сыграл важную роль в обосновании проектных решений при создании серийных отечественных энергетических реакторов, обеспечил выполнение национальной программы получения и исследования свойств трансплутониевых элементов. Уникальные возможности реактора СМ-3 позволили ему занять ведущее место в России в области производства трансураниевых элементов и накопления радионуклидов с высокой удельной активностью.

В докладе приведены сведения об истории создания исследовательского ядерного реактора СМ, его технических характеристиках, опыте эксплуатации, а также о работах по расширению экспериментальных возможностей реактора, улучшению технико-экономических характеристик и повышению показателей эксплуатационной надежности. Срок эксплуатации реактора СМ-3 продлен до 30.04.2026 года.

SM REACTOR OPERATION EXPERIENCE

A.L. Petelin, S.A. Sazontov, N.R. Nasyrov, V.V. Afanasiev

JSC "SSC RIAR",
Dimitrovgrad, Russia

High-flux research reactor SM was commissioned in 1961. Since then, it underwent several refurbishments to enlarge its experimental capabilities and enhance safety. Some changes were introduced into the design of the reactor systems and components purposely to meet more strict national requirements to RR safety.

The SM reactor was crucial in the justification of design solutions used to develop Russia's commercial power reactors; it provided the implementation of the national program on research in transplutonium elements. The unique capabilities make this re-

actor a national leader in the production of transplutronics and accumulation of radio-nuclides with high specific activity.

The paper covers the SM reactor background, describes its technical parameters, operational experience as well as activities to enlarge its experimental capabilities, improve its performance and enhance its operational reliability. The SM lifetime is extended till April 30, 2026.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ РБТ-6

А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, В.В. Афанасьев

АО «ГНЦ НИИАР»,
г. Димитровград, Россия

Исследовательский реактор РБТ-6 номинальной мощностью 6 МВт эксплуатируется с 1975 года, существенной модернизации на протяжении всего периода эксплуатации не подвергался. Благодаря удачно выбранной схеме и простоте в эксплуатации реактора продолжает стабильно работать, позволяя проводить как эксперименты по изучению свойств материалов при постоянных параметрах и режимах облучения, так и наработку радионуклидной продукции.

По результатам проведенного в 2007÷2009 г.г. комплексного обследования технического состояния, оценки остаточного ресурса оборудования и систем, важных для безопасности, а также проведение комплекса работ на трубопроводе первого контура, срок эксплуатации ИР РБТ-6 продлен до 31.12.2020 г.

В докладе приведены основные технические характеристики, конструкция основных элементов реактора и его экспериментальные возможности, основные показатели работы реактора в период 2010÷2016 г.г., показаны работы по повышению безопасности, выполненные в последние годы.

RBT-6 REACTOR OPERATION EXPERIENCE

A.L. Petelin, S.A. Sazontov, N.R. Nasyrov, V.V. Afanasiev

JSC "SSC RIAR",
Dimitrovgrad, Russia

A 6MW research reactor RBT-6 was commissioned in 1975 and did not undergo any significant upgrades since then. The reactor has rather an

advantageous design and it is easy to operate that provides for its stable operation and allows both carrying out experiments to study properties of materials under the stable parameters and irradiation conditions and accumulating radionuclides.

Based on the results of an overall survey carried out in 2007÷2009 to estimate the residual operational time of the equipment and safety-significant systems as well as after the primary pipeline upgrade, the RBT-6 reactor lifetime has been extended till December 31, 2020.

The paper presents the key technical parameters, design of the major components, experimental capabilities and performance of the reactor in the period 2010÷2016. Results of safety enhancement activities are described as well.

СОСТОЯНИЕ НАПРАВЛЯЮЩЕЙ ТРУБЫ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ ИЗ СПЛАВА Э110 ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ В РЕАКТОРЕ МИР

Г.П. Кобылянский¹, В.К. Шамардин¹, И.Н. Волкова¹,
Ю.Д. Гончаренко¹, А.О. Мазаев¹, А.Л. Ижутов¹, А.Ю. Халяпин¹,
М.Г. Исаенкова², Ю.А. Перлович²

¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия

² ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"», г. Москва, Россия

В исследовательском реакторе МИР для обеспечения надёжной работы активной зоны и её защиты располагаются направляющие трубы системы управления защиты (СУЗ), изготовленные из сплава Zr-1%Nb (Э110) в рекристаллизованном состоянии. Назначение трубы СУЗ – обеспечение свободного передвижения (исключающего любое возможное торможение, либо затирание), а также условий охлаждения и защиты от повреждений, регулирующего органа (РО) – компенсирующих стержней аварийной защиты СУЗ. Для безаварийной и надёжной работы реактора важно, чтобы трубы СУЗ выполняли своё функциональное назначение в течение длительного периода при сохранении высоких показателей размерной стабильности, коррозионных и механических свойств.

В рамках выполнения общей программы комплексного обследования технического состояния исследовательских ядерных установок проведены материаловедческие исследования трубы СУЗ, отработавшей в реакторе длительное время. Цель этих исследований – оценка работоспособности направляющих труб СУЗ после эксплуатации в течение 37 лет по критериям коррозионно-механического состояния и формоизменения с прогнозированием на этой основе допустимых сроков последующей эксплуатации. Изучение свойств циркониевых сплавов, длительно работающих в активных зонах ядерных энергетических установок, всегда вызывает значительный интерес с

точки зрения оценки ресурса изделий из этих материалов в активных зонах ядерных энергетических установок (ЯЭУ).

Направляющая труба СУЗ ($\varnothing 33$ мм, толщина стенки 1,5 мм) изготовлена из циркониевого сплава Э110 в соответствии с заводскими техническими условиями для изделий АЭС. Труба СУЗ состоит из 3-х частей: верхней части с шариковым замком, средней – рабочей части, изготовленной из трубы, и хвостовика. Общая длина трубы СУЗ – 4775 мм. Труба СУЗ вертикально устанавливается в реактор через специальные отверстия в подводящем коллекторе, бериллиевой кладке активной зоны и нижней опорной решётке – все отверстия $\varnothing 36$ мм (зазор 1,5 мм на каждую сторону).

Труба СУЗ эксплуатировалась на стыках бериллиевых блоков с декабря 1975 г. по март 2013 г. Максимальный флюенс быстрых нейтронов с энергией больше 0,1 МэВ на участке трубы, расположенном в центральной плоскости активной зоны (ЦПАЗ) реактора, составил $6,2 \times 10^{26}$ м⁻² (~35 сна). Труба СУЗ извлечена из реактора и установлена в специальное гнездо бассейна выдержки в июне 2013 года. Замечаний при эксплуатации регулирующего органа в данной трубе СУЗ не было.

Температура рабочей среды (дистиллят) при работе реактора на мощности составляла 40-70°C, а в период остановок реактора – 14-40°C. Скорость изменения температуры не превышала 1°C/мин. Для дистиллята поддерживался нейтральный водно-химический режим.

Визуально-оптическая инспекция не выявила каких-либо дефектов на поверхности направляющей трубы. Измерения наружного диаметра трубы в двух перпендикулярных направлениях показали, что отклонения от номинальных значений диаметров трубы, соответствующих требованиям чертежно-конструкторской документации, невелики – находятся в пределах допусков на размеры трубы. Диаметр трубы практически не изменяется по её высоте. Данные измерений в перпендикулярных направлениях свидетельствуют об отсутствии сколь-либо существенной овальности трубы как на уровне активной зоны, так и вдали от неё. Измерения толщины стенки трубы в оптическом микроскопе показали, что её значения изменяются по длине трубы: вблизи ЦПАЗ толщина стенки составляла 1,45 мм, а в верхней части трубы – 1,37 мм.

При металлографических исследованиях участков поперечных сечений трубы показано, что толщина оксидной пленки на её наружной и внутренней поверхностях меньше чувствительности микроскопа ~1 мкм, а незначительное гидрирование материала трубы наблюдается лишь на уровне ЦПАЗ. Таким образом, коррозионное состояние и гидрирование трубы СУЗ после длительной эксплуатации в реакторе при сравнительно низкой температуре (~40-70°C) не являются потенциально опасными с точки зрения ее работоспособности.

По результатам испытания кольцевых образцов на растяжение определены кратковременные механические свойства направляющей трубы СУЗ на различных расстояниях от ЦПАЗ. На участках трубы, расположенных в окрестностях ЦПАЗ или вблизи края активной зоны, наблюдается радиационное упрочнение и снижение пластических свойств, по сравнению с участками,

расположенными на удалении от центра активной зоны. Так, в среднем предел прочности σ_b на этих участках составил ~ 840 и ~ 730 МПа, а общее относительное удлинение δ_0 – 6,9 и 13% соответственно. При этом минимальное зафиксированное значение общего относительного удлинения составило 4,6%. Таким образом, радиационное упрочнение материала направляющей трубы СУЗ вблизи ЦПАЗ в среднем составило:

- по изменению предела текучести 2,4 раза;
- по изменению предела прочности 2,0 раза.

Общее относительное удлинение при этом снизилось в среднем в 4,8 раза, хотя запас пластичности сохранился на высоком уровне.

Радиационное упрочнение и снижение пластических характеристик трубы на участке, расположенном у края активной зоны, находятся на промежуточном уровне. Максимальный уровень прочностных характеристик превышает характерные значения для других кольцевых образцов из сплава Э110, облучённых до сравнимых флюенсов нейтронов. Это обусловлено не только радиационным упрочнением, связанным с образованием радиационных повреждений в виде дислокационных петель, но и, по-видимому, упрочнением твёрдого раствора атомами молибдена, образовавшимися в результате ядерных превращений (трансмутаций) циркония и ниобия при облучении в реакторе МИР. Экспериментально определено, что массовая доля молибдена в трубе на уровне ЦПАЗ составляет 0,24% (вдали от ЦПАЗ она составила 0,0004%). Величина накопления молибдена находится на уровне значений диапазона легирования в Zr-сплавах.

Зная значения текстурных параметров Кёрнса ($f_r = 0,48$; $f_t = 0,46$; $f_l = 0,06$), которые были получены при рентгеновских исследованиях, выполненных в данной работе, оценено изменение длины направляющей трубы, которое могло произойти в результате действия явления радиационного роста. Оценка выполнена с использованием известного соотношения для деформации трубы в направлении \vec{d} :

$$\varepsilon_d = S \cdot G_d \cdot F^n,$$

где S – структурный коэффициент, зависящий в общем случае от особенностей микроструктуры материала и температуры облучения; F – флюенс нейтронов; n – показатель степени, равный 1; G_d – фактор роста, связанный с текстурными коэффициентами Кёрнса f_d соотношением $G_d = 1 - 3f_d$.

В предположении того, что изменение толщины трубы на участке, соответствующем координатам активной зоны, вызвано радиационным ростом, консервативные оценки с использованием экспериментально определённых параметров текстуры дают возможное увеличение длины трубы ~ 40 мм. Такое изменение длины трубы является допустимым при многолетней эксплуатации исследованного изделия, поскольку ограничения на удлинение канала не имеется.

НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество «Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (г. Димитровград, Россия).

АО «ГНЦ РФ — ФЭИ» — акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации — Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (г. Обнинск, Россия).

АО «ИРМ» — акционерное общество «Институт реакторных материалов» (г. Заречный, Россия).

АО «Наука и инновации» — акционерное общество «Наука и инновации» (г. Москва, Россия).

АО «НИИП» — акционерное общество «Научно-исследовательский институт приборов» (г. Лыткарино, Россия).

АО «НИКИЭТ» — акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала» (г. Москва, Россия).

АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» — акционерное общество «Ордена Трудового Красного Знамени Научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова» (г. Обнинск, Россия).

АО «ОКБ "Гидропресс"» — акционерное общество «Ордена Трудового Красного Знамени и ордена труда ЧССР опытное конструкторское бюро "Гидропресс"» (г. Подольск, Россия).

АО «ОКБМ Африкантов» — акционерное общество «Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова» (г. Нижний Новгород, Россия).

АЯРБ АН РТ — Агентство по ядерной и радиационной безопасности Академии наук Республики Таджикистан (г. Душанбе, Таджикистан).

ГНУ «ОИЭЯИ "Сосны" НАН Беларуси» — государственное научное учреждение «Объединённый институт энергетических и ядерных исследований "Сосны" Национальной академии наук Беларуси» (г. Минск, Белоруссия).

Госкорпорация «Росатом» — Государственная корпорация по атомной энергии (г. Москва, Россия).

ЗАО «Арматом» — закрытое акционерное общество «Армянский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций» (г. Ереван, Армения).

ООО «Акку-Фертриб» — общество с ограниченной ответственностью «Акку-Фертриб» (г. Москва, Россия).

ЗАО «НЦЯИ» — закрытое акционерное общество «Национальный центр ядерных исследований» Министерства транспорта, связи и высоких технологий Республики Азербайджан (г. Баку, Азербайджан).

ИАЭ — филиал РГП «НЯЦ РК» — Институт атомной энергии — филиал республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» (г. Курчатов, Казахстан).

ИЯФ АН РУз — Институт ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан, (г. Ташкент, Узбекистан).

МАГАТЭ — Международное агентство по атомной энергии (г. Вена, Австрия).

ОИЯИ — Объединённый институт ядерных исследований (г. Дубна, Россия).

ООО «Ресурс» — общество с ограниченной ответственностью «Ресурс» (г. Воронеж, Россия).

ПАО «МСЗ» — публичное акционерное общество «Машиностроительный завод» (г. Электросталь, Россия).

РГП «ИЯФ» — республиканское государственное предприятие на праве хозяйственного ведения «Институт ядерной физики» (г. Алматы, Казахстан).

Ростехнадзор — Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (г. Москва, Россия).

ФБУ «НТЦ ЯРБ» — федеральное государственное учреждение «Научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности» (г. Москва, Россия).

ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"» (г. Москва, Россия).

ФГАОУ ВО «ФТИ НИ ТПУ» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Физико-технический институт Национального исследовательского Томского политехнического университета» (г. Томск, Россия).

ФГБОУ ВО «НИУ "МЭИ"» — федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский университет "Московский энергетический институт"» (г. Москва, Россия).

ФГБУН «ИБРАЭ РАН» — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук» (г. Москва, Россия).

ФГБУ «ИТЭФ» (НИЦ «Курчатовский институт») — федеральное государственное бюджетное учреждение «Институт теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова» (г. Москва, Россия).

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"» (г. Москва, Россия).

ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт») — федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова» (г. Гатчина, Россия).

ФГУП «Крыловский государственный научный центр» — федеральное государственное унитарное предприятие «Крыловский государственный научный центр» (г. Санкт-Петербург, Россия).

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ им. академика Е.И. Забабахина» — федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е.И. Забабахина» (г. Снежинск, Россия).

ФГУП «РФЯЦ — ВНИИЭФ» — федеральное государственное унитарное предприятие «Российский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики» (г. Саров, Россия).

ФГУП «СКЦ Росатом» — федеральное государственное унитарное предприятие «Ситуационно-кризисный центр Росатома» (г. Москва, Россия).

РАЗРАБОТКА РАСЧЁТНО-ПРОГНОСТИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА RELTRAN ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ НАСЛЕДИЯ, ПУНКТОВ ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

С.Н. Красноперов, Д.А. Припачкин, А.А. Киселёв, Р.И. Бакин

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук, г. Москва, Россия

В 2016 году в ИБРАЭ РАН начались работы по созданию нового расчетно-прогностического комплекса «RELTRAN» для обоснования безопасности объектов наследия, пунктов захоронения радиоактивных отходов. Работы проводятся в рамках НИР «Разработка и практическое внедрение кодов и расчетно-прогностических комплексов для обоснования безопасности объектов наследия, пунктов захоронения радиоактивных отходов и обеспечения безопасности населения и окружающей среды» федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года».

Основная цель создания комплекса «RELTRAN» - обеспечить научное обоснование работ, направленных на решение проблем объектов ядерного наследия и создание инфраструктуры безопасного хранения и окончательной изоляции РАО.

Комплекс RELTRAN (RELease and TRANsport) предназначен для решения задач, связанных с обоснованием безопасности и оценкой воздействия на окружающую среду объектов ядерного наследия (ОЯН) и пунктов хранения РАО и пунктов глубинного захоронения РАО, как в условиях нормальной эксплуатации, так и при авариях, для которых не исключаются выбросы радиоактивных веществ в атмосферу. В перечень решаемых задач входят задачи оценки параметров атмосферного выброса, моделирование атмосферного переноса радиоактивных веществ, оценка параметров радиационной обстановки, а также проведение оценок необходимости и эффективности мер защиты населения.

Для создания комплекса RELTRAN планируется провести работы по следующим основным направлениям: а) разработка, внедрение и верификация приоритетных физических и математических моделей формирования источника выброса в атмосферу, распространения радиоактивных веществ в атмосфере, их осаждения на подстилающую поверхность и оценки доз облучения; б) создание универсального метеорологического блока, позволяющего использовать различные подходы к определению метеорологических параметров (с учетом современных подходов к решению этих задач и видения их развития), влияющих на конечный результат; в) разработка механизмов представления результатов расчета для анализа (графический интерфейс, анализ результатов с использованием современной ГИС, экспорт результатов для анализа в других специализированных приложениях).

Предполагается, что структура комплекса RELTRAN (Рис.1), позволит работать с ним в нескольких режимах: на локальном компьютере пользователя

(упрощенный с точки зрения возможностей расчета и качества моделирования); распределенный режим с использованием ресурсов внутренней сети пользователя (организация поддержки вычислительных ресурсов, стабильность и устойчивость работы системы определяется организацией-пользователем); распределенный режим с использованием вычислительных ресурсов разработчика (режим поддержки).

В комплексе RELTRAN будут реализованы следующие базовые модели: перенос радиоактивных веществ в атмосфере (транспортная модель), метеорологическая и дозиметрическая модель. Транспортная модель будет построена на базе Лагранжевой модели. Метеорологические модели будут представлены моделями двух типов: упрощенная и полномасштабная. Упрощенная модель базируется на Обнинской модели ПСА. Полномасштабная модель использует гидродинамическую модель WRF с ядром ARW. Дозиметрическая модель построена на основе публикаций МКРЗ и рекомендаций МАГАТЭ, используемых в рамках требований НРБ-99/2009.

Кроме базовых моделей в комплексе будут реализованы новые модели физических явлений, позволяющих улучшить феноменологию анализа формирования источников выброса радиоактивных веществ в атмосферу. К таким моделям относятся: формирование источника выброса в атмосферу радиоактивных аэрозолей в результате ветрового подъема с поверхностей произвольной формы; формирование источника выброса в атмосферу радиоактивных газов и аэрозолей через вентиляционные системы зданий и сооружений на ОЯН и модель формирования источника выброса в атмосферу радиоактивных аэрозолей при демонтаже или разрушении зданий и сооружений, загрязненных радиоактивными веществами.



Рисунок 1 Схема работы РПК «RELTRAN»

В период до 2019 года в рамках разработки комплекса RELTRAN предполагается провести глубокую адаптацию метеорологической и транспортной моделей комплекса к особенностям местности (метеорологическая обстановка и ландшафт), в которой расположены предприятия Госкорпорации «Росатом», имеющие объекты ядерного наследия, пункты хранения или захоронения РАО. Кроме этого планируется провести верификацию новых моделей формирования источника выброса радиоактивных веществ в атмосферу на примерах аварийных выбросов или выбросов в условиях нормальной эксплуатации.

СОДЕРЖАНИЕ

IAEA Activities on the Safety of Research Reactors: 2017 Update. D.F. Sears, A. Shokr, W. Kennedy, D. Rao (Research Reactor Safety Section, Division of Nuclear Installation Safety, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria)	3
IAEA Activities in Support of Research Reactors. A. Borio Di Tigliole, D. Ridikas, M. Voronov (International Atomic Energy Agency, Vienna International Centre, Vienna, Austria)	4
Исследовательские ядерные установки Государственного научного учреждения «ОИЭЯИ "Сосны"»: состояние, использование, перспективы. С.Н. Сикорин, С.Г. Мандик, С.А. Полозов, В.Н. Паршин, Т.К. Григорович, И.А. Едчик (ГНУ «ОИЭЯИ "Сосны" НАН Беларуси», г. Минск, Белоруссия)	5
Опыт исследовательского реактора ВВР-СМ Института ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан. Д.Д. Юсупов, Р.А. Абдуллаев (ИЯФ АН РУз, г. Ташкент, Узбекистан)	7
Состояние хранилища отработавшего ядерного топлива исследовательского реактора ИГР. М.К. Скаков, А.Д. Вурим, И.И. Дерявко, В.А. Гайдайчук, А.Н. Котляр, В.В. Чернядьев, М.М. Мешин, Е.В. Ненахов (ИАЭ — филиал РГП «НЯЦ РК», г. Курчатов, Казахстан)	8
Система обеспечения сейсмической безопасности ядерных реакторов. В.Г. Петросян, С.С. Арутюнян, Д.Г. Маилян (ЗАО «Арматом», г. Ереван, Армения)	12
Состояние дел и перспективы восстановления исследовательского реактора «Аргус-ФТИ» ядерно-физического центра физико-технического института имени С.У. Умарова Академии наук Республики Таджикистан. Ф. Рахими, Дж.А. Саломов (АЯРБ АН РТ, г. Душанбе, Таджикистан)	17
Учёт и контроль ядерных материалов и радиоактивных веществ в Республике Таджикистан и восстановление исследовательского реактора «Аргус». У.М. Мирсаидов, Дж.А. Саломов, Б.Б. Баротов (АЯРБ АН РТ, г. Душанбе, Таджикистан)	22
The effect of radiation oxidation processing of metals on radiation resistance of metals. A.A. Garibov ("National Nuclear Research Center" CJSC Ministry of Transport, Communication and High Technologies, Baku, Azerbaijan)	26
О нарушениях в работе исследовательских ядерных установок России за 2012–2016 годы. В.Н. Федулин, Н.Г. Гатауллин, М.К. Виноградов, А.Н. Каргина, К.В. Федулин, Н.Н. Матросова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	28
Обеспечение безопасности исследовательских ядерных установок и объектов ядерного топливного цикла. Общие сведения. А.О. Воробей, Н.П. Туртаев, В.В. Серебряков, В.В. Егоров, Я.А. Роговой, И.Н. Старикова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	30
О порядке выдачи Госкорпорацией «Росатом» свидетельств на право ведения работ в области использования атомной энергии. Л.А. Слинченко, М.О. Шведов, С.С. Кречетов, А.Н. Логвина (Госкорпорация «Росатом», г. Москва, Россия)	31
Стандарты Госкорпорации «Росатом» по ядерной безопасности. С.С. Кречетов, М.О. Шведов (Госкорпорация «Росатом», г. Москва, Россия)	32

Анализ практики выдачи разрешений на право ведения работ персоналу объектов использования атомной энергии. А.И. Сапожников (Ростехнадзор, г. Москва, Россия).....	34
Основные результаты эксплуатации реактора ВК-50 с расширенной активной зоной в 2010–2016 годах. Д.П. Протопопов, В.П. Садулин, Н.А. Святкина, Е.В. Синявина, Е.Г. Бреусова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	40
Опыт эксплуатации и экспериментальные возможности реакторной установки МИР. А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, С.В. Романовский, В.А. Свистунов, А.Ю. Халяпин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	42
Влияние физических и конструкционных особенностей реактора МИР на обеспечение ядерной безопасности при его эксплуатации. А.П. Малков, В.В. Калыгин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	43
Организация водно-химических режимов ядерных энергетических установок в условиях петлевых установок реактора МИР. А.Л. Ижутов, О.Н. Владимирова, В.А. Свистунов, С.А. Двойнишникова, В.И. Васильев, Е.О. Демидовская (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	47
Текущие и перспективные направления испытаний в реакторе МИР. А.Л. Ижутов, А.Л. Петелин, А.В. Бурукин, С.А. Ильенко, В.А. Овчинников, В.Н. Шулимов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия).....	49
Научно-технические и организационные проблемы обеспечения ядерной безопасности эксплуатации исследовательских ядерных установок. А.М. Бахметьев, А.А. Молодцов, М.Ю. Никитин (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, Россия).....	50
О состоянии ядерной и радиационной безопасности исследовательского ядерного реактора ИРТ-Т. И.Н. Григоров, О.Ф. Гусаров, О.М. Худолева, П.Н. Худолев (ФГАОУ ВО «ФТИ НИ ТПУ», г. Томск, Россия).....	51
Состояние ядерной и радиационной безопасности ядерных установок ФГБУ «ПИАФ» (НИЦ «Курчатовский институт») в 2016 году. С.Л. Смольский, А.В. Коротынский, В.П. Мащетов, В.А. Илатовский, А.С. Захаров, Е.С. Крюков, С.В. Воробьев, А.С. Полтавский (ФГБУ «ПИАФ» (НИЦ «Курчатовский институт»), г. Гатчина, Россия).....	52
Итоги работы исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М. А.М. Роговский, И.М. Русских, Е.Н. Селезнев, А.В. Козлов (АО «ИРМ», г. Заречный, Россия).....	53
Концептуальные предложения по реактору-прототипу реактора ВВЭР-СКД (Test Reactor). В.М. Махин (АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск, Россия).....	55
Опыт эксплуатации исследовательской ядерной установки ИБР-2 после модернизации (2012–2016 годы). А.В. Виноградов, А.В. Долгих, Ю.Н. Пепельшев (ОИЯИ, г. Дубна, Россия).....	57
Подкритический стенд ПКС ФС-2: прошлое, настоящее, будущее. С.И. Александров, А.А. Большов, С.А. Соколов, В.А. Ямпольский (АО «НИКИЭТ», г. Москва, Россия).....	65
Системы аварийного электроснабжения постоянного и переменного тока ООО «Акку-Фертриб». А.А. Агапов (ООО «Акку-Фертриб», г. Москва, Россия).....	72
Совершенствование системы нормативных правовых актов по безопасности исследовательских ядерных установок. А.И. Сапожников, Д.Н. Поляков, А.В. Курындин, А.М. Киркин (ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва, Россия).....	73

Критические стенды № 4, 5 ПАО «МСЗ»: полувековой опыт эксплуатации. А.А. Романов, Г.О. Пискарев (ПАО «МСЗ», г. Электросталь, Россия)	75
Состояние ядерной и радиационной безопасности исследовательских ядерных установок АО «НИИП» в 2016 году. А.С. Грязнов, Н.Н. Ненадышин, В.М. Минин (АО «НИИП», г. Лыткарино, Россия)	76
Возможности экспериментальных устройств исследовательского ядерного реактора У-3 лаборатории 48 — комплекса с исследовательским ядерным реактором ФГУП «Крыловский государственный научный центр». Ю.В. Киселев, К.Б. Кондратьев, С.Ф. Турчинский (ФГУП «Крыловский государственный научный центр», г. Санкт-Петербург, Россия)	77
Эксплуатация реактора ВВР-ц и состояние ядерной и радиационной безопасности АО «НИФХИ имени Л.Я. Карпова» в 2016 году. О.Ю. Кочнов, А.А. Овсянников, А.В. Васильев (АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск, Россия)	79
Итоги эксплуатации исследовательских ядерных установок НИЦ «Курчатовский институт» в 2016 году. А.В. Албул, А.С. Курский (ФГБУ «ИТЭФ» (НИЦ «Курчатовский институт»), г. Москва, Россия)	79
Опыт эксплуатации исследовательской ядерной установки СМ. А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, В.В. Афанасьев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	81
Опыт эксплуатации исследовательской ядерной установки РБТ-6. А.Л. Петелин, С.А. Сазонтов, Н.Р. Насыров, В.В. Афанасьев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)	82
Состояние направляющей трубы системы управления и защиты из сплава Э110 после длительной эксплуатации в реакторе МИР. Г.П. Кобылянский ¹ , В.К. Шамардин ¹ , И.Н. Волкова ¹ , Ю.Д. Гончаренко ¹ , А.О. Мазаев ¹ , А.Л. Ижутов ¹ , А.Ю. Халяпин ¹ , М.Г. Исаенкова ² , Ю.А. Перлович ² (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия; ² ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"», г. Москва, Россия)	83
Названия организаций	86
Разработка расчётно-прогностического комплекса RELTRAN для обоснования безопасности объектов наследия, пунктов захоронения радиоактивных отходов. С.Н. Красноперов, Д.А. Припачкин, А.А. Киселёв, Р.И. Бакин (Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук, г. Москва, Россия)	89

Научное издание

МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
«БЕЗОПАСНОСТЬ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК»

Тезисы докладов

Ответственный за выпуск В.Н. Федулин

Издательская подготовка Н.В. Чертухиной
Компьютерная вёрстка Л.Н. Никишиной
Дизайн обложки М.Н. Мурзиной

Подписано в печать 21.04.2017. Формат 60×84/16.
Уч.-изд. л. ~ 5,3. Усл. печ. л. 5,46. Ризография.
Гарнитура Times New Roman, Arial, Arial Narrow.
Тираж 140 экз. Заказ № 359.

Оригинал-макет подготовлен специалистами
управления коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

Отпечатано в акционерном обществе «Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»
433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

ISBN 978-5-94831-151-7



9 785948 311517