

## ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ «ЭБР-Л», «ИГРИК» И «ЯГУАР». ПРОБЛЕМЫ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

### WITHDRAWAL OF REACTORS «EBR-L», «IGRIK» AND THE «JAGUAR». PROBLEMS AND WAYS OF THEIR SOLUTION

*Б. Н. Лавренюк, В. В. Сукневич, С. Г. Порубов  
B. N. Lavrenyuk, V. V. Suknevich, S. G. Porubov*

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академика Е. И. Забабахина»

Federal State Unitary Enterprise «Russian Federal Nuclear Center – All-Russian E.I.Zababakhin Research Institute of Technical Physics

*В докладе приведено текущее состояние дел по выводу из эксплуатации (ВЭ) исследовательских ядерных установок (ИЯУ) ЭБР-Л, ИГРИК и ЯГУАР. Приведены проблемы связанные СВЭ. Дано обоснование принятым решениям при планировании и проведении этапов ВЭ указанных ИЯУ.*

*The current status of activities dealing with withdrawal of research nuclear facilities («EBR-L», «IGRIK», «YAGUAR») is described. There are presented the problems related to the process of the facilities withdrawal. The solutions taken at scheduling and fulfillment of withdrawal stages of the facilities specified are substantiated.*

#### Введение

ИЯУ создавались и создаются под конкретные исследовательские задачи и эксплуатируются, как правило, в режимах близких к максимально допустимым (разрешённым) которые в свою очередь обусловлены (ограничены) физическими свойствами материалов при радиационном воздействии и прочностными характеристиками элементов активных зон ИЯУ, испытывающих ударные нагрузки при работе в импульсном режиме. Данные факты объясняют пристальное внимание и жёсткие требования к ресурсу элементов активных зон, исполнительных механизмов (приводов) и систем управления и защиты (СУЗ) ИЯУ (под элементами АЗ здесь понимаем: корпус АЗ для растворных ИЯР, топливные элементы и несущие конструкции АЗ для исследовательских реакторов с металлической активной зоной). Срок эксплуатации ИЯУ устанавливается комиссией по физическому пуску, по истечении которого в случае востребованности установка подвергается модернизации (реконструкции) и вводится в эксплуатацию установленным порядком с назначением нового срока использования. В случае, когда дальнейшее использование ИЯУ по назначению нецелесообразно – установка подлежит процедуре вывода из эксплуатации.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ:** Вывод из эксплуатации ядерно- и радиационно- опасного объекта (ЯРОО) – это деятельность, осуществляемая после окончательного останова объекта (прекращения использования в рабочих режимах установленных Актом физического пуска), исключающая его использование по целевому проектному назначению и направленная на обеспечение безопасности работников (персонала), населения и окружающей среды, вплоть до достижения обоснованного конечного безопасного состояния объекта. Показатели и характеристики конечного состояния объекта после процедуры вывода из эксплуатации должны обеспечить возможность освобождения его из под контроля органов государственного регулирования в части ядерной и радиационной безопасности.

#### ИГРИК

Впервые в РФЯЦ-ВНИИТФ с процедурой вывода из эксплуатации ОИАЭ в виде ИЯУ столкнулись при ВЭреактора ИГРИК. Растворный импульсный ядерный реактор (РИЯР) ИГРИК эксплуатировался с 1976 года и использовался в качестве источника нейтронного- и гамма- излучений. За всё время эксплуатации РИЯР ИГРИК, на нём было произведено 2259 импульсных и статических пусков.

Структурно состав комплекса растворного реактора ИГРИК можно разделить на три составляющие: стенд реактора с технологической системой, система управления и защиты, вспомогательные инженерные системы обеспечения работы РИЯР.

В состав стенда, расположенного в реакторном зале (помещение 101 здания 712), входили: корпус активной зоны (АЗ) реактора, технологическая система установки, механизм загрузки образцов, технологическая измерительная стойка, а также конвертирующие устройства, созданные для изменения спектра и соотношения нейтронного и гамма излучений.

Корпус АЗ размещался на специальной подставке в центре реакторного зала на высоте ~ 2 м от уровня пола и представлял собой цилиндрический сосуд ( $\varnothing 610$  мм, высота 1090 мм) из нержавеющей кислотостойкой стали марки 12Х18Н10Т. В одной из трех опор подставки размещался механизм нейтронного источника. Общая масса корпуса (с биологической защитой из Pb) составляла ~3500 кг.

Технологическая система (ТС), состоявшая из основного и резервного баллонов-хранилищ, системы трубопроводов подачи/слива топливного раствора реактора, запорной арматуры, насоса-дозатора, находилась в общем технологическом прямке ниже уровня пола под биологической защитой из стальных плит.

Баллоны-хранилища были предназначены для постоянного хранения топливного раствора (ТР) и представляли собой ядерно-безопасные цилиндрические сосуды ( $\varnothing 219$  мм и длиной 2632 мм), изготовленные также, как и корпус установки, из стали 12Х18Н10Т.

Механизм загрузки образцов предназначался для дистанционной загрузки облучаемых объектов в центральный канал корпуса АЗ.

Стойка с детекторами представляла собой цельносварную этажерку с тремя полками и нижней плитой. На верхней и средней полках размещались детекторы для регистрации формы импульса, пульт переговорного устройства, пульт управления механизма загрузки образцов. На нижней полке располагался блок пневматического управления.

К системе управления и защиты РИЯР ИГРИК относились пульт управления и система регистрации параметров реактора, расположенные на расстоянии ~ 400 м от реакторного здания.

На момент выхода «Приказа о ВЭ РИЯР ИГРИК» были разработаны:

– Отчет-справка «Разработка комплекса организационно-технических мероприятий по выводу из эксплуатации реактора ИГРИК». В нем рассмотрены основные существующие подходы, регламентирующие процессы вывода из эксплуатации радиационно-опасных объектов, и определены состав и содержание пакета документов, необходимых для проведения работ по выводу реактора ИГРИК из эксплуатации на тот момент – по сути, Концепция ВЭ;

– «Принципиальная программа ВЭРИЯР ИГРИК», которая устанавливала этапы, порядок и концептуальную возможность обеспечения ядерной и радиационной безопасности при проведении работ по ВЭ реактора ИГРИК из эксплуатации.

– «Проект вывода из эксплуатации растворного исследовательского реактора ИГРИК». Проектом определялся состав и порядок проведения работ по выводу из эксплуатации реактора ИГРИК.

– «Технологическая инструкция на проведение работ по эвакуации топливного раствора и первичной дезактивации растворной системы реактора ИГРИК».

После издания Приказа о выводе из эксплуатации реактора ИГРИК до конца 2011 года силами эксплуатационного персонала были выполнены основные этапы работ:

Проведена эвакуация топливного раствора из технологической системы реактора (из баллонов-хранилищ), в соответствии с требованиями Руководства по эксплуатации (РЭ) демонтирован нейтронный источник типа ИБН-8.

На момент подготовки и проведения мероприятий по ВЭ реактора ИГРИК действовали:

– «Правила проектирования, устройства и эксплуатации исследовательских ядерных реакторов (ИЯР) и стендов для критическихборок (СКС) на предприятиях УР ЯБП и ВЭУ (ППУ и ПТБ ИЯР)», введенные в действие приказом руководителя п/я А-1654 от 18.01.1983 № 5с (следует отметить, что в данном документе вопросы вывода из эксплуатации ИЯР и СКС не рассматривались).

После перетаривания ТР из баллонов-хранилищ в ёмкости для временного хранения (Р56-Т73) и удаления его из реакторного зала на склад промежуточного хранения ИЯУ ИГРИК перестала представлять собой ядерно-опасный объект и перешла в категорию радиационно-опасного. Поэтому мероприятия по выводу из эксплуатации в дальнейшем осуществлялись в соответствии с пунктом 3.6 ОСПОРБ-99/2010 и разделом 17 СПП ПУАП-03.

С целью снижения категории образующихся РАО при демонтажных работах (с ВАО на САО или НАО), минимизации потерь делящегося материала (ДМ) выполнена первичная дезактивация (промывка) растворной системы. Промывка заключалась в заливке в технологическую систему реактора нескольких литров дистиллированной воды с последующим неоднократным прогоном жидкости по технологической системе.

Демонтаж опорных конструкций корпуса реактора его свинцовой защиты, механизмов установки, не связанных с технологической (растворной и газовой) системами реактора, проводили путём частичной разборки. Демонтаж и фрагментирование технологического оборудования газовой и растворных систем выполняли с применением дополнительных средств индивидуальной защиты под постоянным радиационным контролем. В качестве приспособлений для разделки (разрезки) трубопроводов использовались труборезы для труб различного диаметра, которые позволяли не только разделять трубопроводы на требуемые фрагменты без образования пыли и аэрозолей, но и одновременно вальцевать их торцы с целью предотвращения капельного разлива вероятных остатков промывочной жидкости содержащей РВ в виде растворённых остатков ТР.

Для упаковки и передачи образующихся РАО на промежуточное хранение на ППХРО силами экспериментального цеха отделения были изготовлены металлические пеналы с ложементами под баллоны-хранилища и газовый баллон. Пустоты в пеналах, после размещения в них указанных баллонов, компактно заполнялись фрагментами ТС (трубопроводами, клапанами и проч.). Таким образом, вся ТС реактора ИГРИК за исключением корпуса установки была отсортирована, фрагментирована и размещена в двух металлических пеналах размерами 378×684×2849 мм.

Корпус ИЯУ ИГРИК согласно проекту планировалось разместить на ППХРО в бетонном контейнере типа НЗК, однако вследствие изменившихся планов работ он был временно размещён в реакторном зале за биологической защитой сложенной из свинцовых кирпичей и плит биологической защиты самого реактора.

## ЭБР-Л

Предшественником реактора ЭБР-Л был реактор ЭБР-200М. Удачная конструкция ЭБР-200М позволила применить его для нового класса работ – исследований по ядерной накачке лазерных сред. В 1980–1981 годах АЗ реактора была реконструирована, был создан сквозной горизонтальный канал диаметром 12,5 см, проходящий через центральный отражатель, для размещения в нем лазерных кювет – трубчатых лазерных элементов в полиэтиленовом замедлителе. После реконструкции реактор получил название ЭБР-Л. В июле 1981 года реактор, был сдан в эксплуатацию.

Реакторно-лазерный комплекс включал в себя кроме реактора и набора лазерных кювет систему создания вакуума, систему приготовления лазерных газовых сред, фильтры для дополнительной очистки газа, системы вывода светового излучения и регистрации его параметров.

На реакторе ЭБР-Л были исследованы 10 различных лазерно-активных сред и получена генерация фотонного излучения на 21 лазерном переходе. Возбуждение газа производилось осколками делений, которые вылетали из слоя окиси-закиси урана-235, нанесенного на внутреннюю поверхность лазерного элемента.

За период эксплуатации реактора было произведено 2617 пусков в импульсном режиме. Аварий, инцидентов и нарушений технологического процесса при эксплуатации реактора на протяжении всего срока эксплуатации не возникало.

В 2013 году в связи с окончанием работ по НИР и истечением в 2016 году установленного срока эксплуатации было принято решение о прекращении эксплуатации ИЯУ ЭБР-Л в рабочих режимах, определенных Актом физического пуска (перевод в режим окончательного останова), с 30.04.2013.

В соответствии с требованиями п. 5.6 СТО В Росатом 3031 2012 был принят вариант обращения с ИЯУ ЭБР-Л – «Ликвидация», по подварианту «Частичная ликвидация» т. е. с частичным демонтажем вспомогательных систем и сохранением строительных конструкций (без сноса здания) и поддержанием их целостности и пригодности для последующего использования.

Данный вариант ВЭ предусматривает выполнение работ по дезактивации и демонтажу оборудования, систем, конструкций, содержащих РВ, ликвидацию радиоактивных загрязнений до приемлемого в соответствии с действующими нормами уровня, обращение с РАО, включая их удаление с площадки объекта, и приведение объекта и площадки его размещения в радиационно-безопасное состояние с целью их полного снятия с регулирующего контроля государственных органов.

Основные положения концепции вывода из эксплуатации ИЯУ ЭБР-Л были отражены в «Принципиальной программе вывода из эксплуатации ИЯУ ЭБР-Л».

При выборе варианта вывода из эксплуатации преследовались следующие цели:

- снижение уровня опасности объекта;
- снижение объема РАО, направляемых на захоронение;
- снижение затрат на ВЭ, включая обращение с РАО.

В соответствии с принципиальной программой и проектом ВЭ ИЯУ ЭБР-Л вывод из эксплуатации реактора предполагает следующие этапы:

– Подготовительный этап – включает выгрузку ДМ и удаление его с реакторной площадки, проведение КИРО, разработку документации, регламентирующей работы по выводу из эксплуатации;

– Основной этап реализации мероприятий по выводу из эксплуатации – включает приобретение оборудования и материалов для ВЭ, демонтаж и дезактивацию технологического оборудования, обращение с образующимися РАО;

– Завершающий этап работ по выводу из эксплуатации – включает итоговое радиационное обследование и мероприятия по снятию объекта с контроля надзорных органов.

Режимы работы вспомогательных технологических систем обеспечения эксплуатации: специализированных систем вентиляции, отопления, водоснабжения и канализации, электроснабжения, освещения, физической защиты, а также систем радиационного контроля, аварийного оповещения и связи при проведении всех этапов ВЭ соответствуют нормальной эксплуатации и будут функционировать вплоть до завершения работ по выводу из эксплуатации ИЯУ ЭБР-Л.

С момента окончательного останова и по настоящее время на ИЯУ ЭБР-Л проведен большой объем работ связанных с подготовкой к выводу из эксплуатации реактора, а именно:

– проведено предварительное КИРО;

– проведена выгрузка и физическая инвентаризация ДМ активной зоны и штатного нейтронного источника;

– детали активной зоны и источник отправлены в специализированные организации на переработку;

– разработана и согласована документация, регламентирующая работы по выводу из эксплуатации, в том числе:

а) Принципиальная программа вывода из эксплуатации ИЯУ ЭБР-Л;

б) Проект вывода из эксплуатации ИЯУ ЭБР-Л;

в) Программа обеспечения качества при выводе из эксплуатации ИЯУ ЭБР-Л (ПОК ВЭ);

г) Отчет по обоснованию безопасности при выводе из эксплуатации реактора ЭБР-Л (ООБ ВЭ).

После разборки АЗ и удаления ДМ с реакторной площадки, реактор ЭБР-Л не представляет ядерной опасности и на основном этапе ВЭ будет рассматриваться как радиационно-опасный объект. Поэтому вывод из эксплуатации будет осуществляться в соответствии правилами и нормами, предъявляемыми к выводу из эксплуатации радиационно-опасных объектов (п. 3.6 ОСПОРБ 99/2010 и разделом 17 СПП ПУАП-03).

### **Ключевые проблемы вывода из эксплуатации реактора ЭБР-Л:**

В связи с отсутствием «Справочника единых расценок на работы и услуги по ВЭ ОИАЭ и обращению с РАО», «Методических рекомендаций по учету фактических расходов на ВЭ и обращению с РАО» возникли проблемы по обоснованию трудозатрат специалистов участвующих в работе и стоимости нетиповых работ по ВЭ ИЯУ ЭБР-Л. В связи с этим пришлось разрабатывать перечень нетиповых работ по ВЭ и экспертным путем определять нормативы трудоемкости нетиповых работ.

### **ЯГУАР**

Исследовательская ядерная установка Ядерный Гомогенный Урановый Апериодический Реактор (ИЯУ ЯГУАР) разработанная и изготовленная в РФЯЦ-ВНИИТФ, введена в эксплуатацию в 1990 г. После модернизации СУЗ установка введена в эксплуатацию в 2014 г.

ИЯУ ЯГУАР предназначен для генерирования импульсов деления с энерговыделением до 24 МДж и для работы в статическом режиме на мощности до 4 кВт с энерговыделением до 80 МДж.

Установка используется в качестве мощного лабораторного источника нейтронного и гамма-излучения при проведении следующих физических исследований:

- испытания на радиационную стойкость материалов;
- нейтронной радиографии, активационного анализа;
- изучения нейтронно-физических и динамических характеристик импульсных реакторов;
- исследований в области ядерной физики.

В части проведения работ в рамках подготовительного этапа перед процедурой вывода из эксплуатации и на основании требований «Концепции Госкорпорации «Росатом» по выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения, разработана «Концепция ВЭ ИЯУ ЯГУАР».

## РАСТВОРЫ УРАНИЛ-СУЛЬФАТА

В данном разделе рассмотрены варианты обращения с жидким ОЯТ, необходимость применения комплексных подходов к решению проблем обращения с топливными растворами, накопленными за период работы на ИЯУ с активными зонами из водных растворов солей урана.

Использование автомобильного транспорта при вывозе ОЯТ ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академика. Е. И. Забабахина» целесообразно ввиду небольшого расстояния до ПО «Маяк». При этом не потребуются решать вопросы перегрузки ТУК.

## ЖОЯТ РЕАКТОРА ЭЛИР

Реакторная установка с экспериментальным ледяным импульсным реактором ЭЛИР предназначалась для генерации мощных импульсов нейтронного потока. Эксплуатация растворного реактора ЭЛИР была прекращена в 1984 году в связи с выработкой ресурса. С 1984 года по настоящее время ядерное топливо реактора хранится в 25 защитных контейнерах в хранилище реакторного здания.

Корпус реактора и оборудование демонтированы и отправлены на временное хранение в ППХРО ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ».

В институте разработан и используется с целью временного хранения топливных растворов используемых концентраций ядерно-безопасный контейнер Р56-Т73, ёмкостью 2 л.

ЖОЯТ представляет собой раствор  $UO_2SO_4$  в легкой воде. В основном концентрация урана в растворе 140 г/кг (175 г/л). Химический состав этого раствора: концентрация  $UO_2$ -200 г/л,  $SO_4$  – 50 г/л,  $H_2O$ -970 г/л.

Мощность дозы от одного контейнера:

- вплотную ~1,2 мЗв/ч;
- в 10 см от контейнера ~ 0,4 мЗв/ч;

Удельная активность –  $10^8$  Бк/л.

## ЖОЯТ РЕАКТОРА ИГРИК

С 2011 года по настоящее время ядерное топливо реактора **ИГРИК** хранится в 33 защитных контейнерах в хранилище реакторного здания.

Характеристики ЖОЯТ в контейнерах следующие:

Концентрация урана в растворе: от 90 до 150 г/л;

Объем контейнеров для хранения ОЯТ: 2 л.

ЖОЯТ представляет собой раствор  $UO_2SO_4$  в легкой воде. В основном концентрация урана в растворе 115 г/л.

Химический состав этого раствора:

концентрация  $UO_2$  – 150 г/л,  $SO_4$  – 40 г/л,  $H_2O$  – 970 г/л.

Мощность дозы от одного контейнера:

- вплотную: 7,5 мЗв/ч;
- в 10 см от контейнера: ~ 1,5 мЗв/ч;

Удельная активность:  $\sim 10^{10}$  Бк/л.

## ЖОЯТ РЕАКТОРА ЯГУАР

После прекращения эксплуатации растворного реактора ЯГУАР, ядерное топливо реактора будет храниться в 20 защитных контейнерах в хранилище реакторного здания.

Ожидаемые характеристики ЖОЯТ реактора ЯГУАР следующие:

Концентрация урана в растворе: от 100 г/л до 460 г/л;

Объем контейнеров для хранения ОЯТ: 2 л.

ЖОЯТ представляет собой раствор  $UO_2SO_4$  в легкой воде с добавкой кадмия. В основном концентрация урана в растворе составит 460 г/л.

Химический состав этого раствора:

– концентрация  $UO_2$  – 520 г/л,  $SO_4$  – 150 г/л, Cd – 5 г/л,  $H_2O$  – 820 г/л.

Ожидаемая мощность дозы от одного контейнера

– вплотную: ~10 мЗв/ч;

– в 10 см от контейнера: ~3 мЗв/ч;

Удельная активность: ~ $10^{10}$  Бк/л.

## ПОДХОД К ВЫПОЛНЕНИЮ РАБОТ

ЖОЯТ всех растворных реакторов имеет близкие характеристики. С целью экономии средств на разработку и изготовление оборудования слива и затаривания ЖОЯТ целесообразно разработать единый комплекс оборудования, который в будущем может быть применен и для топлива других растворных реакторов, находящихся в эксплуатации на предприятиях отрасли.

Для оптимизации работ по передаче топливных растворов аккумулированных во ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ» на утилизацию целесообразно рассмотреть два варианта обращения с ЖОЯТ:

1. Разработать типовой комплекс мер и оборудования под имеющиеся сертифицированные упаковки для транспортировки ЖОЯТ, способный обеспечить безопасное обращение с топливным раствором на всех стадиях цикла его утилизации;

2. Максимально эффективно применить имеющиеся технологии ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ» по извлечению и упаковке топливных растворов в разработанную тару типа Р56-Т73 (с её доработкой или модернизацией без изменения габаритных размеров) с адаптацией ложементов ТУК под Р56-Т73 и его последующей сертификацией.

При рассмотрении первого варианта обращения с ЖОЯТ следует выделить положительные и отрицательные стороны:

Плюсы:

– унификация оборудования – как следствие снижение расходов на типовое оборудование и приборы, сокращение времени на обучение персонала по безопасному использованию данного оборудования при многократном применении на подобных объектах;

– относительно быстрая адаптация технологического процесса к конкретным условиям извлечения и перетаривания ЖОЯТ;

– наличие сертификатов-разрешений на конструкцию упаковки и перевозку ТУК с ЖОЯТ.

Минусы:

– первичные мероприятия по перетариванию топливных растворов из имеющихся в универсальные упаковки влекут за собой увеличение дозовых нагрузок на персонал;

– отсутствие обученного персонала (организации, аккредитованной для выполнения данных работ на предприятиях ГК «Росатом»);

– повышенное образование РАО в виде первичной тары, технологической системы, контактировавшей с топливным раствором при извлечении и перетаривании.

Положительные стороны второго варианта обращения с ЖОЯТ очевидны:

– большая часть топливных растворов ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ» уже упакована в ядерно-безопасные контейнеры типа Р56-Т73, отработана технология извлечения из установок и упаковки в данный тип тары, что обеспечит снижение уровня дозовых нагрузок на персонал, исключит затраты на закупку сертифицированной тары;

– целесообразность использования имеющегося аттестованного эксплуатационного персонала растворных реакторов ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ» при проведении данных мероприятий.

Минусы данного подхода также очевидны:

– необходимость разработки и изготовления ложементов для адаптации типового ТУК под транспортировку упаковки типа Р56-Т73;

– получение сертификатов-разрешений на конструкцию упаковки и перевозку ТУК с ЖОЯТ.

Дополнительно следует отметить, что универсальность использования типового оборудования при комплексном подходе к утилизации ЖОЯТ на различных предприятиях ГК «Росатом» является сомнительным преимуществом вследствие вероятности его радиоактивного загрязнения (и как минимум – затрат на дезактивацию), затрат на транспортировку данного оборудования.

### Список литературы

1. Леваков Б. Г., Лукин А. В., Магда Э. П., Погребов И. С., Снопков А. А., Терехин В. А. Импульсные ядерные реакторы РФЯЦ-ВНИИТФ / Под. Ред. А. В. Лукина. Снежинск: Изд-во РФЯЦ-ВНИИТФ, 2002.
2. Андреев С. А., Лукин А. В., Соколов Ю. А. К истории создания и развития импульсных ядерных реакторов типа ЭБР, ЭЛИР, ИГРИК, ЯГУАР // ВАНТ. Сер. «Физика ядерных реакторов», 2014. Вып. 3. С. 11–23.