DOI: 10.21514/1998-426X-2020-13-1-74-83
УДК: 621.039.5:614.876(470-25)

Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации тяжеловодного исследовательского ядерного реактора НИЦ «Курчатовский институт» – ИТЭФ

И.В. Медников[1], В.В. Васильев[1], А.С. Бусыгин[1], А.А. Собко[2]

[1] Институт теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», Москва, Россия
[2] Акционерное общество «РАОПРОЕКТ», Санкт-Петербург, Россия

В статье приведено краткое описание организационных и технических мер, направленных на обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации тяжеловодного исследовательского ядерного реактора Института теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова Национального исследовательского центра «Курчатовский институт». Представлена информация об истории и особенностях эксплуатации реактора, в том числе параметры и характеристики, значимые для планирования и проведения работ. Приведены особенности нормативно-правового регулирования в области обеспечения радиационной безопасности, также рассмотрены нормативные акты и правила, сопутствующие прочим работам при выводе из эксплуатации и непосредственно связанные с радиационной безопасностью. Описаны выполненные работы по подготовке к демонтажу, исходное и текущее состояние установки, предстоящие работы с приведением примеров демонтируемого оборудования. Рассмотрены методы обращения с радиоактивными отходами, возникающими в ходе работ по выводу из эксплуатации, в том числе способы фрагментации крупных элементов конструкций (приведены примеры механических устройств), способы сортировки в соответствии с различной удельной активностью (высокоактивные, низкоактивные), радионуклидным составом и физическими свойствами (твердые, металлические, неметаллические, жидкие). Приведена информация о порядке радиационного контроля на всех этапах работ по демонтажу и на заключительных этапах вывода из эксплуатации, включая контроль помещений, персонала, оборудования, отходов различного типа, атмосферного воздуха.

Ключевые слова: *исследовательская ядерная установка, вывод из эксплуатации, радиационная безопасность, радиоактивные отходы, радиационный контроль.*

Введение

Тяжеловодный исследовательский ядерный реактор (далее – ТВР) расположен в Институте теоретической и экспериментальной физики Национального исследовательского центра «Курчатовский институт» (НИЦ «Курчатовский институт» – ИТЭФ), в Юго-западном административном округе г. Москвы. В 1987 г., после 37 лет эксплуатации, ТВР был остановлен. Поскольку реактор находится в густонаселённом районе, вблизи от исторического центра города, наиболее приемлемым вариантом вывода из эксплуатации является его полный демонтаж. Финансирование мероприятий по выводу из эксплуатации ТВР осуществляется в рамках федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 годы и на период до 2030 года».

Реактор ТВР является первым тяжеловодным исследовательским реактором, созданным в Советском Союзе. Спроектированный и созданный в тяжёлых условиях послевоенных лет, ТВР стал прототипом установок военного назначения, обеспечивших весомый вклад в обороноспособность страны на протяжении многих десятилетий. Сооружением ТВР были заложены основы для создания эффективных тяжеловодных реакторов с целью производства плутония, трития, освоения ториевого цикла и производства энергии. Научное руководство конструированием ТВР осуществлял возглавлявший лабораторию № 3 академик А.И. Алиханов. Значительный вклад в создание проекта реактора внесли В.В. Владимирский, С.Я. Никитин, С.А. Гаврилов, Л.Л. Гольдин, П.И. Христенко, Б.И. Шелкович (ОКБ Гидропресс, г. Подольск). Физический пуск установки состоялся 19 апреля 1949 г. Первоначальная мощность реактора составляла 0,5 МВт, в качестве топлива использовался естественный уран. С момента пуска на установке проводились работы по физике и технике реакторов; с 1951 г. начались эксперименты на нейтронных пучках и облучение образцов для получения искусственных радио-

Медников Иван Викторович
Институт теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова Национального исследовательского центра «Курчатовский институт»
Адрес для переписки: 117218 Россия, Москва, ул. Большая Черемушкинская, 25; E-mail: mednikov@itep.ru

изотопов [1, 2]. В дальнейшем аналогичные установки были построены советскими специалистами в Югославии (1959 г., тяжеловодный реактор RA в Институте ядерных исследований «Винча», Сербия) и Китайской Народной Республике (1957 г., HWR-101, Китайский институт атомной энергии) [3].

В 1957 г. была осуществлена реконструкция реактора. Были заменены внутренний корпус, технологические каналы, системы контроля и управления, усилена биологическая защита. Мощность возросла до 2,5 МВт; топливо – уран с обогащением 2% по урану-235. В 1963 г. реактор был переведен на топливо с обогащением 80% по урану-235 без изменения мощности. В 1978 г. была осуществлена замена трубопроводов 1 контура; в 1987 г. реактор был окончательно остановлен [1].

Нормативно–правовое регулирование в области обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации ТВР

Законодательство Российской Федерации определяет правовую основу и принципы регулирования отношений, возникающих при использовании атомной энергии, направлено на защиту здоровья и жизни людей, охрану окружающей среды, защиту собственности при использовании атомной энергии, призвано способствовать развитию атомной науки и техники, содействовать укреплению международного режима безопасного использования атомной энергии согласно Федеральному закону от 21.11.1995 г. № 170-ФЗ (ред. от 26.07.2019 г.) «Об использовании атомной энергии» [Federal Law of 11/21/1995 170-FZ (as amended on 07/26/2019) «On the use of atomic energy» (In Russ.)].

Согласно ст. 4, 26 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 № 170-ФЗ, вывод из эксплуатации ядерной установки является одним из видов деятельности в области использования атомной энергии, подлежащих лицензированию. Правовые основы обеспечения радиационной безопасности населения определены Федеральным законом «О радиационной безопасности населения» от 09.01.1996 г. № 3-ФЗ.

Работы по выводу из эксплуатации исследовательской ядерной установки (далее – ИЯУ) должны выполняться в соответствии с принципами обеспечения безопасности, установленными в федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии:

– «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11);

– «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения» (НП-091-14);

– «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок» (НП-028-16);

– «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-16).

Кроме того, требования к обеспечению радиационной безопасности регламентированы СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности» (НРБ-99/2009) и СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)». Радиационно-гигиенические требования по обеспечению безопасности персонала и населения при проектировании, эксплуатации и выводе из эксплуатации исследовательских реакторов определяются санитарными правилами «Гигиенические требования к проектированию и эксплуатации ядерных реакторов исследовательского назначения СП ИР-03».

В связи с тем, что отработавшее ядерное топливо из активной зоны ТВР было вывезено ранее, на сегодняшний день вопросы обеспечения ядерной безопасности и обращения с ядерными материалами при выводе из эксплуатации ТВР неактуальны.

В соответствии с требованиями Федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок» (НП-028-16) [Federal rules and regulations in the field of nuclear energy use «Safety rules for decommissioning of nuclear research installations»(NP-028-16) (In Russ.)], реализуемые на ИЯУ организационные и технические мероприятия должны обеспечивать:

- непревышение регламентируемых нормами радиационной безопасности основных пределов доз облучения работников (персонала) и населения, нормативов выбросов (сбросов) радиоактивных веществ (далее - РВ);

- снижение радиационного воздействия при выводе из эксплуатации на работников (персонал), население и окружающую среду до минимально возможных значений с учетом экономических и социальных факторов;

- исключение применения в хозяйственной деятельности материалов повторного использования, имеющих радиоактивное загрязнение выше установленных пределов.

Исходное состояние ТВР

Реактор ТВР – гетерогенный, корпусной с тяжеловодным замедлителем, отражателем и теплоносителем; номинальная мощность установки составляет 2,5 МВт. Общий вид реактора представлен на рисунке.

Графитовый отражатель толщиной 1 м заключен во внешний корпус. Боковая защита реактора состоит из бетона толщиной несколько метров. Защита верха реактора выполнена из четырех секций вертикального кольцевого бака, на который опираются два горизонтальных полукольцевых бака. Баки из стали СТ-3 заполнялись водопроводной водой. Горизонтальные баки имеют в центре разборную защиту в виде круглых дисков, а на стыке – 2 прямоугольных пенала, которые при съеме образуют щели для транспортировки технологических каналов. Диски и пеналы заполнены парафином. Нижняя часть защиты верха реактора выполнена в виде кольцевой чугунной плиты толщиной 550 мм, массой более 10 тонн, с пробкой в центре массой 5 тонн.

Наработка радиоактивных изотопов осуществлялась в 55 вертикальных каналах реактора; для выпуска нейтронных пучков служила тепловая колонна сечением 1,5 м и 9 горизонтальных каналов. Через бетонную защиту и графитовый отражатель до активной зоны проходят 3 горизонтальных канала. Все горизонтальные экспериментальные каналы имеют стальные шиберы поворотного типа с дистанционным управлением и табло над устьем канала с указанием положения шибера.

С 1988 г. по настоящее время выполнены следующие работы по выводу из эксплуатации ТВР:

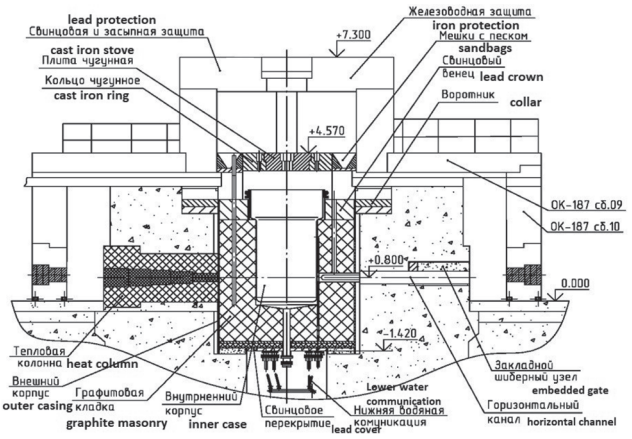

Рис. Общий вид реакторной установки ТВР
[Fig. General view of the TVR reactor]

– проведена частичная дезактивация территории, прилегающей к зданию ТВР;

– отработавшее ядерное топливо выгружено из активной зоны в бассейн выдержки и после трехлетней выдержки вывезено на ПО «Маяк»;

– тяжеловодный замедлитель удалён из активной зоны;

– демонтированы следующие конструкционные элементы:

– трубопроводы и оборудование первого контура;

– трубопроводы, оборудование и емкости газового контура;

– системы вакуумирования бака реактора, первого и газового контуров;

– загрязнённое радионуклидами оборудование системы контроля и систем управления защитой (СУЗ);

– загрязнённое радионуклидами экспериментальное оборудование;

– системы загрузки/выгрузки облучаемых изделий и изотопов;

– во внутреннем корпусе реактора исполнительные органы системы управления и защиты (СУЗ), вертикальные экспериментальные каналы, засыпная защитная пробка;

– бассейн выдержки [4, 5].

Общий вид реакторной установки изображен на рисунке.

На сегодняшний день остался незавершенным демонтаж оборудования, находящегося в пределах бетонной защиты реактора: железоводная защита; свинцовая, чугунная и засыпная защита; вентиляционный короб; воротники; нижняя водяная коммуникация; внутренний алюминиевый корпус; свинцовый венец; элементы горизонтальных исследовательских каналов; тепловая колонна; графитовая кладка корпуса реактора; внешний стальной корпус; закладные шиберные узлы горизонтальных исследовательских каналов.

В период 2016–2018 гг. было проведено комплексное инженерное и радиационное обследование (КИРО) ТВР и прилегающей территории; разработана принципиальная программа вывода из эксплуатации ТВР и проект вывода из эксплуатации (далее – проект). Технологические решения, предусмотренные проектом, обеспечивают безопасное проведение работ на всех этапах вывода из эксплуатации ТВР в соответствии с действующим законодательством в области использования атомной энергии. В период до 2025 г. запланировано выполнение следующих работ по выводу из эксплуатации ТВР:

– завершение подготовительного этапа: поставка оборудования для вывода из эксплуатации, строительно-монтажные работы (подготовка прилегающей территории, коммуникаций и здания реактора);

– основной этап: демонтаж конструкций реактора, сбор и вывоз радиоактивных отходов (РАО);

– заключительный этап: демонтаж оборудования, использовавшегося при выводе из эксплуатации, заключительное радиационное обследование, благоустройство территории.

В соответствии с разработанным проектом вывода из эксплуатации радиационная обстановка на площадке ТВР после окончания работ по выводу из эксплуатации должна отвечать следующим критериям:

– мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 10 см от поверхности грунта – не более 0,3 мкЗв/ч;

– поверхностное загрязнение альфа-активными радионуклидами (плотность потока альфа-частиц) – не более 0,04 $см^2 \cdot с^{-1}$;

– поверхностное загрязнение бета-активными радионуклидами (плотность потока бета-частиц) – не более 0,4 $см^2 \cdot с^{-1}$.

Приведенные критерии соответствуют положениям МУ 2.6.1.2398-08 «Радиационный контроль и санитарно-эпидемиологическая оценка земельных участков под строительство жилых домов, зданий и сооружений общественного и производственного назначения в части обеспечения радиационной безопасности» [Radiation monitoring and sanitary-epidemiological assessment of land for the construction of residential houses, buildings and structures for public and industrial purposes in terms of radiation safety. Methodical instructions 2.6.1.2398-08 (In Russ.)] и МУ 2.6.5.032-2017 «Контроль радиоактивного загрязнения поверхностей» [Surface contamination control. Methodical instructions 2.6.5.032-2017 (In Russ.)].

Обращение с радиоактивными отходами, образующимися при выводе из эксплуатации ТВР

В соответствии с действующим законодательством, основными целями при обращении с радиоактивными отходами (далее – РАО) являются:

– обеспечение надежной защиты работников (персонала) и населения от радиационного воздействия РАО сверх установленных нормами радиационной безопасности уровней;

– обеспечение надежной изоляции жидких и твердых РАО от окружающей среды, защита настоящего и будущих поколений, биологических ресурсов от радиационного воздействия сверх пределов, установленных нормами радиационной безопасности;

– предотвращение при обращении с РАО выбросов (сбросов) радиоактивных веществ в окружающую среду в количествах, превышающих пределы, установленные в Федеральных нормах и правилах в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14)

[Federal Rules and Regulations in the Field of Nuclear Energy Use ‹Safety in Radioactive Waste Management. «General Provisions» (NP-058-14) (In Russ.)].

Особое внимание при выполнении работ по выводу из эксплуатации ТВР уделяется вопросам обеспечения радиационной безопасности. В соответствии с разработанным проектом вывода из эксплуатации с помощью специальных средств технологического оснащения предполагается осуществить фрагментацию крупногабаритных конструкций ТВР и их последующую передачу на захоронение. Все работы по резке радиоактивно загрязнённых конструкций выполняются при строгом соблюдении соответствующих мер безопасности; в частности, проектом предусмотрена система пылеподавления («шатер» и локальная система вытяжной вентиляции), а разрезка графитовой кладки производится под слоем воды во избежание образования радиоактивной графитовой пыли. Вытяжная вентиляция, обеспечивающая отток воздуха из реакторного зала, оборудована фильтрами, предотвращающими попадание радиоактивных веществ в окружающую среду, а также системой радиационного контроля.

Обращение с твёрдыми радиоактивными отходами

Разрезку большей части демонтируемого оборудования на транспортабельные элементы предполагается производить с помощью машины для резки Braun-BKS12, разборку графитовой кладки реактора – при помощи роботизированной демонтажной машины BROKK 110 под слоем воды. Вода используется для предотвращения пыления графита при его фрагментации.

При сборе образующихся твёрдых радиоактивных отходов (далее – ТРО) проектом предусмотрена их сортировка в соответствии с удельной активностью, радионуклидным составом и физической природой. Сбор ТРО проводится в последовательности, обеспечивающей минимально возможное облучение работников, и осуществляется в специально отведенных и соответствующим образом оборудованных местах [6, 7]:

– высокоактивные ТРО размещаются в защитных контейнерах для высокоактивных радиоактивных отходов (далее – ВАО) и вывозятся на хранение в специализированную организацию;

– низкоактивные ТРО упаковываются в многослойные бумажные и полиэтиленовые мешки или пленку (крупногабаритные фрагменты), которые затем складываются в контейнеры. Упаковки РАО проходят паспортизацию и вывозятся на хранение в специализированную организацию с последующей передачей на захоронение;

– металлические ТРО больших размеров, подлежащие переработке, дезактивируются и покрываются в несколько слоёв полиэтиленовой пленкой, предотвращающей распространение радионуклидов в окружающую среду. Размещаются в контейнерах УКТН-24000 и направляются к месту переработки в специализированную организацию с последующей передачей на захоронение.

Основным методом переработки образующихся ТРО на месте при выводе из эксплуатации ТВР является измельчение (фрагментация). Данный вид переработки ТРО обеспечивает уменьшение объема РАО. Фрагментирование металлических ТРО производится путем плазменной, газовой или механической резки. При резке ТРО предусмотрены технические средства (пылеотсосы) для очистки воздуха в помещении от радиоактивной пыли и аэрозолей. Дополнительно производится удаление пыли с помощью штатной или местной спецвентиляции, оснащенной фильтрами.

Обращение с жидкими радиоактивными отходами

При выводе из эксплуатации ТВР, помимо твердых, образуются жидкие радиоактивные отходы (далее – ЖРО). Для предотвращения распространения графитовой пыли по помещению экспериментального зала демонтаж графитовой кладки предполагается осуществлять под слоем воды. При демонтаже графитовой кладки реактора образуется несколько кубометров низкоактивных жидких радиоактивных отходов. Заполнение емкости реактора с графитовой кладкой производится из системы хозяйственно-питьевого водоснабжения один раз с использованием гибких шлангов.

Для сбора жидких радиоактивных отходов в корпусе 7 (ТВР) предусмотрена система сбора ЖРО, состоящая из самотечных, отводящих трубопроводов с запорной арматурой и емкостями для сбора ЖРО, установленными в подвальном помещении корпуса 7.

Доступ к хранилищу ЖРО осуществляется через технологические проемы с люками, расположенными в ремонтном коридоре горячей лаборатории. Существующее хранилище представляет собой четыре заглубленных емкости из бетонных резервуаров, облицованных нержавеющей сталью, объемом 10 м^3 каждая. Опорожнение емкости реактора производится постепенно в одну из емкостей через систему, включающую в себя трубопровод, механический фильтр для удаления графитовых частиц, запорную арматуру. Применяемый механический фильтр позволяет осуществить фильтрацию всего объема ЖРО без промывок.

Из емкостей для сбора ЖРО при помощи насосов стоки перекачиваются в цистерну спецавтотранспорта и направляются на переработку в специализированную организацию. После завершения сбора ЖРО система демонтируется; все её элементы являются низкоактивными РАО.

Организационно–технические мероприятия, обеспечивающие радиационную безопасность при проведении работ по выводу из эксплуатации ТВР. Ожидаемые дозы облучения персонала

Разработана система технических и организационных мер защиты, учитывающая возможное радиационное воздействие объекта на персонал, население и окружающую среду [8].

Работы по демонтажу конструкций ТВР проводятся персоналом, отнесенным к группе А, предел дозы для которого составляет 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год, согласно Нормам радиационной безопасности (НРБ 99/2009): (СанПиН 2.6.1.2523 – 09) [Radiation safety standards (NRB-99/2009): SanPiN 2.6.1.2523-09 (In Russ.)]

Исходя из проведенной оценки радиационной обстановки на рабочих местах, ожидаемая доза облучения персонала при выполнении работ по демонтажу конструкций реактора не превысит предельных значений, установленных НРБ 99/2009.

При подготовке к работам учитывается имеющаяся информация о загрязнённости места проведения работ.

Исходя из этих данных, принимается решение об использовании тех или иных средств индивидуальной защиты (СИЗ) персонала, проводящего работу, а также комплекта средств, инструментов и агрегатов для проведения работ.

Основной комплект СИЗ состоит из:

– комбинезона или костюма (куртка, брюки);
– шапочки или шлема;
– спецбелья;
– носков или портянок;
– спецобуви;
– хлопчатобумажных и резиновых перчаток;
– полотенца и носовых одноразовых платков.

Дополнительные СИЗ – из пленочных материалов и материалов с полимерным покрытием (полухалаты, полукомбинезоны, фартуки, чехлы, бахилы).

Средства защиты органов дыхания – респираторы.

Средства защиты глаз – защитные очки, защитные щитки.

При необходимости (аварийные ситуации и работы с высокоактивными отходами) используется мобильный радиационно-защитный комплект. Для обмыва костюма применяется переносной мобильный саншлюз (дегазационная кабина «ДЕКОН»).

Полы по пути транспортирования груза к транспортному шлюзу от участка упаковки выстилаются дезактивационными матами для предотвращения распространения радиоактивных веществ. Дезактивационные маты являются эффективным средством борьбы с загрязнениями обуви и транспортных средств на выходе из «грязной» зоны; их размер составляет 116×45 см, материал – полиуретан с адгезивным слоем. На обратной стороне комплекта располагаются фиксирующие липкие элементы. Каждый мат представляет собой пакет из 30 листов. Средний срок использования каждого листа составляет 1–4 дня в зависимости от интенсивности движения. Листы в комплекте пронумерованы, что облегчает их учёт.

Все работы по демонтажу и дезактивации внутри помещений производятся с использованием специализированного инструмента с пылеотсосами (эффективность 95%) и передвижной фильтровентиляционной установки по месту производства работ. Мероприятия по дезактивации позволяют снизить дозовые нагрузки на персонал при проведении демонтажных работ, а также препятствуют распространению радиоактивных веществ.

В ходе вывода из эксплуатации ТВР будут проведены работы, обеспечивающие радиационную безопасность персонала, которые включают дезактивацию поверхностей технологического оборудования, строительных конструкций, воздуховодов и электротехнического оборудования, загрязненных радионуклидами.

В ходе выполнения работ по выводу из эксплуатации ТВР предполагается применение следующих методов дезактивации:

– механическая;
– пенная;
– дезактивация плёнкообразующими составами.

Механические методы используются, в основном, для дезактивации поверхностей строительных конструкций. Дезактивация поверхностей происходит за счет механического удаления поверхностного слоя материала с содержащимися в нем радионуклидами. Краска, штукатурка или бетонная стяжка в местах, где имеется радиоактивное загрязнение, снимается при помощи углошлифовальной машины со специальными насадками, оснащенной системой пылеудаления (удаление 95% от общего количества пыли) при работающей фильтровентиляционной установке.

Дезактивация поверхностей пеной моющих растворов значительно сокращает расход реагентов и позволяет исключить образование ЖРО. Малоотходным методом дезактивации является применение *легкосъемных защитных и дезактивирующих полимерных покрытий*, которые одновременно являются изолирующими. Для дезактивации оборудования, элементов инженерных систем используются растворы, не являющиеся легковоспламеняющимися жидкостями, в соответствии с ТУ на применяемые дезактивирующие растворы: ТУ 2381-006-78102670-2009, ТУ2381-008-78102670-2009, ТУ 6991-005-78102670-2009. Жидкостная дезактивация раствором проводится протиркой тканью, смоченной в растворе. Образующиеся вторичные отходы (ветошь) являются ТРО.

Критериями окончания дезактивации считаются установившиеся значения радиоактивного загрязнения (допустимые уровни радиоактивного загрязнения поверхностей рабочих помещений и находящегося в них оборудования, кожных покровов, спецодежды, спецобуви и других средств индивидуальной защиты персонала), согласно Нормам радиационной безопасности (НРБ 99/2009): (СанПиН 2.6.1.2523 – 09)[Radiation safety standards (NRB-99/2009) SanPiN 2.6.1.2523-09 (In Russ.)]. Указанные критерии приведены в таблице 1.

Таблица 1

Критерии радиоактивного загрязнения поверхностей

[Table 1

Criteria for radioactive contamination of surfaces]

Объект загрязнения [Contamination object]	Альфа-активные нуклиды [Alpha active nuclides]		Бета-активные нуклиды [Beta active nuclides]*
	Отдельные [separate]	Прочие [other]	
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования [The surface of the premises of the permanent stay of personnel and equipment located in them]	5	20	2000

В ходе проведения комплексного инженерного и радиационного обследования на территории, прилегающей к зданию ТВР, были выявлены участки радиоактивно загрязненного грунта, общий объём которого оценивается в несколько десятков кубометров. Мощность дозы гамма-излучения на загрязнённых участках достигает 5,2 мкЗв/ч; наиболее весомый вклад в активность грунта вносят следующие радионуклиды: Cs-137 (удельная активность достигает 184 кБк/кг), Co-60 (до 1,2 кБк/кг). Таким образом, уровень загрязнения грунта превышает величины, допускающие использование площадки для дальнейшего целевого назначения (земельные участки под строительство зданий и сооружений общественного

назначения), и проектом вывода из эксплуатации предусмотрены мероприятия по реабилитации территории.

Перед началом проведения работ по удалению грунта будет производиться радиационное обследование участка с определением мощности дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности грунта. По результатам обследования определяется общая площадь загрязнений и границы залегания радиоактивных отходов и грунтов. Производится разбивка территории на участки.

Территория вокруг участка радиоактивного загрязнения застилается полиэтиленовой пленкой толщиной не менее 300 мкм, что позволяет предотвратить неконтролируемое распространение радионуклидов за границы участка радиоактивного загрязнения. На пленку устанавливается транспортный контейнер типа КРАД [9]; его поверхность оборачивается стрейч-пленкой для исключения радиоактивного загрязнения. В качестве первичной упаковки используются металлические бочки.

Удаление загрязненного грунта производится шанцевым инструментом. Для уменьшения пыления в рабочей зоне предусматривается пылеподавление полимерным составом ВА-501. Персонал обеспечивается средствами индивидуальной защиты.

Во время проведения работ по выемке грунта в режиме реального времени производится непрерывное гамма-сканирование территории портативным гамма-спектрометром. По результатам сканирования определяются области однородных загрязнений, которые затем разрабатываются.

Заполненные контейнеры закрывают крышкой, освобождают от стрейч-пленки и проводят радиационный контроль наружной поверхности контейнера на предмет поверхностного загрязнения; при необходимости проводится дезактивация поверхности контейнеров тканью, смоченной дезраствором ДЕЗ-4. После проведения радиационного контроля заполненные контейнеры транспортируют погрузчиком на участок паспортизации, а затем на площадку временного хранения контейнеров, где они остаются до формирования транспортной партии и вывоза на переработку и захоронение на специализированное предприятие. Удаление загрязненного грунта производится до «чистого» грунта. Замеры активности производятся переносными приборами.

После удаления всех участков радиоактивного загрязнения производится выравнивание территории с восстановлением плодородного слоя почвы для сохранения отметок и планировки, установленных генпланом, восстановление нарушенных автомобильных проездов (при необходимости) и получение заключения о радиоактивном состоянии площадки.

Радиационный контроль при проведении работ по выводу из эксплуатации ТВР

Для обеспечения радиационного и дозиметрического контроля в ходе выполнения работ по выводу из эксплуатации ТВР в НИЦ «Курчатовский институт» – ИТЭФ создана и аккредитована лаборатория радиационного контроля, укомплектованная квалифицированными специалистами согласно штатному расписанию и располагающая оборудованием, необходимым для выполнения соответствующих измерений. Радиационный контроль осуществляется на всех этапах вывода из эксплуатации ТВР [8].

Предусматривается радиационный контроль в следующем объеме:

– контроль радиационной обстановки в помещениях;

– контроль уровня загрязнения радиоактивными веществами поверхностей помещений и оборудования, кожных покровов, спецодежды и обуви работников;

– контроль эффективности работы воздухоочистного оборудования вентиляции;

– радиационный контроль ТРО и ЖРО, образующихся в процессе дезактивационных и демонтажных работ;

– контроль уровня загрязнения транспортных средств;

– индивидуальный контроль облучения персонала;

– контроль окружающей среды.

Для проведения радиационного контроля используются:

– мобильные, переносные и носимые средства контроля;

– средства пробоотбора.

Периодичность контроля представлена в таблице 2.

Таблица 2

Периодичность радиационного контроля при обращении с РАО

[Table 2

The frequency of radiation monitoring during the management of radioactive waste]

Наименование объекта [Object name]	Вид РК [Type of radiation monitoring]	Периодичность контроля [Frequency of control]	Количество измерений [Number of measurements]
Оборудование, строительные конструкции [Equipment, building constructions]	Контроль мощности дозы гамма-излучения [Gamma radiation dose rate control]	Ежедневно [Daily]	9000
Оборудование, строительные конструкции [Equipment, building constructions]	Контроль загрязнения альфа- и бета-радионуклидами поверхностей [Alpha and beta radionuclide contamination control of surfaces]	Ежедневно [Daily]	9000
Персонал [Staff]	ИДК [Dosimetric control]	Ежедневно [Daily]	27 000

Окончание таблицы 2

Наименование объекта [Object name]	Вид РК [Type of radiation monitoring]	Периодичность контроля [Frequency of control]	Количество измерений [Number of measurements]
Производственные помещения [Industrial premises]	Контроль мощности дозы гамма-излучения [Gamma radiation dose rate control]	Ежедневно [Daily]	2700
Производственные помещения [Industrial premises]	Контроль альфа- и бета-загрязнения[Alpha and Beta contamination control]	Ежедневно [Daily]	5400
Производственные помещения [Industrial premises]	Контроль объемной активности аэрозолей в воздухе [Monitoring aerosol volumetric activity in air]	Ежедневно [Daily]	2700
Газоаэрозольные выбросы в атмосферу [Aerosol emissions]	Контроль радиоактивного загрязнения выбросов в атмосферу [Air pollution control]	Ежедневно [Daily]	900

При проведении обследования объекта для получения заключения о признании объекта радиационно безопасным необходимо произвести 34 200 замеров (сетка с шагом 1 м по стенам, полам и потолкам). Вид и количество замеров, которые необходимо осуществить при обращении с РАО, приведены в таблице 3.

Таблица 3

Вид и количество измерений, проводимых при обращении с РАО

[Table 3

The type and number of measurements taken when handling radioactive waste]

№ п/п	Вид измерений [Type of measurement]	Количество измерений [Number of measurements]
1	Замеры поверхностного загрязнения транспортных контейнеров [Measurement of surface contamination of transport containers]	350
2	Измерения на установке паспортизации контейнеров [Measurements at the container certification system]	235
3	Замеры поверхностного загрязнения транспортного средства для перевозки контейнеров [Measurement of surface contamination of a container transport vehicle]	140
4	Контроль индивидуальных доз персонала [Control of individual doses of personnel]	27 000

Контроль радиационной обстановки в помещениях включает в себя:

– контроль мощности дозы (МД) гамма-излучения с помощью дозиметра-радиометра МКС-1117М с блоками детектирования БДПС-02, БДКГ-05;

– обнаружение и идентификацию радионуклидов с помощью носимого спектрометра МКС-АТ6102А;

– определение объёмной активности альфа- и бета-активных аэрозолей в воздухе помещений:

а) непрерывно с помощью мобильной установки для измерения объемной активности радиоактивных аэрозолей УДА-1АБ;

б) методом осаждения аэрозолей на фильтры АФА-РМП(РСП)-20 с помощью портативного расходомера-пробоотборника газоаэрозольных смесей ПВП-06 с последующим радиометрическим и спектрометрическим анализом (отбор – непрерывный, контроль – периодический).

С целью контроля уровня радиоактивного загрязнения поверхностей строительных конструкций, демонтируемого оборудования до и после дезактивации, фрагментов ТРО, первичной упаковки и контейнеров с ТРО, спецавтотранспорта применяется носимый дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М с блоками детектирования БДПА-01 и БДПБ-01.

Контроль загрязнения радиоактивными веществами кожных покровов, обуви, одежды персонала осуществляется в санпропускнике. Для контроля эффективности воздухоочистного оборудования производится определение объёмной активности радиоактивных аэрозолей в воздухе до и после фильтров вентсистем с помощью мобильной установки для измерения объемной активности радиоактивных аэрозолей УДА-1АБ (отбор – непрерывный, контроль – периодический).

Для определения удельной активности и радионуклидного состава ТРО и ЖРО применяется установка спектрометрическая СКС-99 «Спутник» с комплектами оборудования для измерения содержания альфа-, бета- и гамма-излучающих нуклидов.

Индивидуальный контроль внешнего облучения персонала производится с помощью микропроцессорных прямопоказывающих сигнализирующих индивидуальных дозиметров ДКГ-АТ2503А. Предусматривается 100% резервирование дозиметров.

Радиационный контроль территории защищенной зоны (измерение мощности дозы гамма-излучения, плотности потока бета-излучения, в случае обнаружения радиационных загрязнений – плотности потока альфа-излучения) осуществляется с использованием носимых дозиметров-радиометров ДКС-96 с блоками детектирования БДЗБ-96, БДКС-96с, БДПГ-96, БДЗА-96т и спектрометра МКС-АТ6102А.

Все применяемые средства измерения имеют возможность подключения к ПЭВМ для автоматизации сбора, хранения и представления полученной информации.

Заключение

Вывод из эксплуатации тяжеловодного исследовательского ядерного реактора, расположенного на площадке НИЦ «Курчатовский институт» – ИТЭФ, подразумевает проведение работ по демонтажу конструкционных элементов установки и вывозу образующихся РАО при безусловном соблюдении мер радиационной безопасности.

Разработанный проект вывода из эксплуатации предусматривает комплекс мероприятий, направленных на обеспечение радиационной безопасности персонала, осуществляющего работы по выводу из эксплуатации, и населения прилегающих районов. Непрерывный радиационный контроль при выполнении работ гарантирует нераспространение радионуклидов за пределы рабочих помещений в количествах, превышающих предельно допустимые значения.

В конечном итоге реализация данного проекта позволит избавиться от рисков, обусловленных нахождением неиспользуемого радиационно-опасного объекта в густонаселённом районе г. Москвы.

Литература

1. Кочуров Б.П., Селиверстов В.В. Разработка тяжеловодных ядерных реакторов. Научные исследования и разработки ИТЭФ. Сборник статей «Становление и деятельность института. Тяжеловодные реакторы. Исследования при низких энергиях» (часть 1). М.: НИЦ «Курчатовский институт» – ИТЭФ, 2017. С. 44-62.
2. Выдающиеся ученые ИТЭФ. М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2015. 76 с.
3. Круглов А.К. Как создавалась атомная промышленность в СССР. 2-е изд., испр. М.: ЦНИИАТОМИНФОРМ, 1995. 380 с.
4. Волков Е.Б., Шведов О.В., Гаврилин Н.Д. и др. Вывод из эксплуатации исследовательского тяжеловодного реактора ТВР ИТЭФ. М.: ИТЭФ, 2003. 18 с.
5. Шведов О.В. и др. Проблемы вывода из эксплуатации исследовательского тяжеловодного реактора ТВР ИТЭФ. Доклады конференции «Усовершенствованные тяжеловодные реакторы». Москва, 18-20 ноября 1997 г. М.: ИТЭФ, 1998. С. 112-119.
6. Абалкина И.Л., Линге И.И. Особенности обращения с РАО от вывода из эксплуатации // Радиоактивные отходы. 2018. № 3 (4). С. 6–15.
7. Гатауллин Р.М., Меделяев И.А., Шарафутдинов Р.Б. Перспективные технологии для решения проблем безопасного обращения с радиоактивными отходами // Ядерная и радиационная безопасность. 2008. № 4(50). С. 68–75.
8. Оценка воздействия на окружающую среду. Книга 1. СПб.: АО «РАОПРОЕКТ», 2017. 231 с.
9. Сорокин В.Т. и др. Контейнеры для радиоактивных отходов низкого и среднего уровня активности // Ядерная и радиационная безопасность. 2013. № 2 (68). С. 15-22.

Поступила: 26.12.2019 г.

Медников Иван Викторович – исполняющий обязанности заместителя директора по научной работе, заместитель главного инженера по ядерной и радиационной безопасности, начальник отдела Института теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова Национального исследовательского центра «Курчатовский институт». **Адрес для переписки:** 117218, Россия, Москва, ул. Большая Черемушкинская, 25; E-mail: mednikov@itep.ru

Васильев Валерий Васильевич – кандидат физико-математических наук, ученый секретарь Института теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», Москва, Россия

Бусыгин Алексей Сергеевич – инженер Института теоретической и экспериментальной физики имени А.И. Алиханова Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», Москва, Россия

Собко Александр Анатольевич – генеральный директор акционерного общества «РАОПРОЕКТ», Санкт-Петербург, Россия

Для цитирования: Медников И.В., Васильев В.В., Бусыгин А.С., Собко А.А. Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации тяжеловодного исследовательского ядерного реактора НИЦ «Курчатовский институт» – ИТЭФ. Радиационная гигиена. 2020. Т.13, № 1. С. 74–83. DOI: 10.21514/1998-426X-2020-13-1-74-83

Provision of the radiation safety for the decomissioning of the heavy-water research nuclear reactor NRC «Kurchatov Institute» – ITEP

Ivan V. Mednikov[1], Valeriy V. Vasilyev[1], Aleksey S. Busygin[1], Aleksandr A. Sobko[2]

[1]Institute for Theoretical and Experimental Physics after A.I. Alikhanov of National Research Centre «Kurchatov Institute»

[2]Joint Stock Company «RAOPROEKT»

The article provides a brief description of organizational and technical measures aimed at ensuring radiation safety during the decommissioning of the heavy-water research nuclear reactor of Institute for Theoretical and Experimental Physics after A.I. Alikhanov of National Research Centre «Kurchatov Institute». Information is provided on the history and features of the operation of the reactor, including parameters and characteristics that are significant for planning and conducting work. The peculiarities of legal regulation in the field of ensuring radiation safety are given; regulatory acts and rules accompanying other activities during decommissioning and directly related to radiation safety are also considered. The paper describes the work done in preparation for dismantling, the initial and current state of the installation, forthcoming work with examples of dismantled equipment. Methods for handling radioactive waste arising during decommissioning are considered, including methods for fragmentation of large structural elements (examples of mechanical devices are given), methods for sorting according to different specific activity (high activity, low activity), radionuclide composition and physical properties (solid, metallic, non-metallic, liquid). A special method for handling liquid radioactive waste is described, which includes the collection and temporary storage system. To assess the radiation situation at workplaces during the dismantling of the reactor structures, calculations of radiation transfer were carried out on the running and shutdown reactor, during which it was established that the expected dose to the personnel when performing activities on decommissioning of TBR is much lower than the limit values, established by regulatory documents. In accordance with the estimated radiation doses, rules and instructions for personnel were determined, including the procedure for using personal protective equipment, the necessary measures for surface decontamination, etc. Information is given on the procedure for radiation monitoring at all stages of dismantling and at the final stages of decommissioning including control of premises, personnel, equipment, waste of various types, atmospheric air.

Key words: *nuclear research facility, decommissioning, radiation safety, radioactive waste, radiation monitoring.*

References

1. Kochurov BP, Seliverstov VV. Development of heavy water nuclear reactors. ITEP research and development. Collection of articles «The Formation and Activities of the Institute. Heavy water reactors. Research at low energies». Part 1. NRC «Kurchatov Institute» – ITEP. 2017: 44-62. (in Russian).
2. Outstanding ITEF Scientists. NRC «Kurchatov Institute» – ITEP. 2015: 76 (in Russian).
3. Kruglov AK. How the nuclear industry was created in the USSR – 2nd ed., Rev. Atominform. 1995: 380 (in Russian).
4. Volkov EB, et al. Decommissioning of the ITEP TVR heavy water research reactor. NRC «Kurchatov Institute» – ITEP. 2003: 18 (in Russian).
5. Shvedov OV, et al. Problems of decommissioning the ITEP TVR heavy water research reactor. Reports of the conference «Advanced Heavy Water Reactors». 1997 November 18 – November 20; Moscow: NRC «Kurchatov Institute» – ITEP. 1998: 112-119. (in Russian).
6. Abalkina IL, Linge II. Features of the radioactive waste management for the decommissioning. *Radioactive Waste*. 2018;3(4): 6-15. (in Russian).
7. Gataullin RM. Perspective technologies for the management of the issues of the safe radioactive waste handling. *Yadernaya i radiatsionnaya besopasnost=Nuclear and Radiation Safety Journal*. 2008;4(50): 68-75. (in Russian).
8. Environmental impact assessment. Book 1. RAOPROEKT JSC. 2017; 231 (in Russian).
9. Sorokin V.T. Containers for the radioactive waste of the low and average level of activity. *Yadernaya i radiatsionnaya besopasnost=Nuclear and Radiation Safety Journal*. 2013;2(68): 15-22. (in Russian).

Received: December 26, 2019

For correspondence: Ivan V. Mednikov – Acting deputy director on the scientific work, deputy chief engineer on the nuclear and radioactive safety, head of the department, Institute for Theoretical and Experimental Physics name A.I. Alikhanov of National Research Centre «Kurchatov Institute». (Bolshaya Cheremushkinskaya ul., 25, Moscow, 117218, Russia; E-mail: mednikov@itep.ru)

Ivan V. Mednikov
Institute for Theoretical and Experimental Physics name A.I. Alikhanov of National Research Centre «Kurchatov Institute»
Address for correspondence: Bolshaya Cheremushkinskaya ul., 25, Moscow, 117218, Russia; E-mail: mednikov@itep.ru

Valeriy V. Vasilyev – PhD, scientific secretary, Institute for Theoretical and Experimental Physics name A.I. Alikhanov of National Research Centre «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

Aleksey S. Busygin – engineer, Institute for Theoretical and Experimental Physics name A.I. Alikhanov of National Research Centre «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

Aleksandr A. Sobko – Director general of the Joint Stock Company «RAOPROEKT», Saint-Petersburg, Russia

For citation: Mednikov I.V., Vasilyev V.V., Busygin A.S., Sobko A.A. Provision of the radiation safety for the decomissioning of the heavy-water research nuclear reactor NRC «Kurchatov Institute» – ITEP. *Radiatsionnaya gygiena* = *Radiation Hygiene*. 2020;13(1): 74-83. (In Russian) DOI: 10.21514/1998-426X-2020-13-1-74-83