

На правах рукописи



СЕМЕНОВ СЕРГЕЙ ГЕННАДЬЕВИЧ

**РАЗРАБОТКА НАУЧНО ОБОСНОВАННОЙ МЕТОДОЛОГИИ
ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ И ЕЕ ПРАКТИЧЕСКОЕ ПРИМЕНЕНИЕ**

Специальность 05.14.03 - Ядерные энергетические установки,
включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Автореферат диссертации на соискание ученой степени
доктора технических наук

Москва - 2019 год

Работа выполнена в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт».

Официальные оппоненты:

Енговатов Игорь Анатольевич,
доктор технических наук, профессор,
Национальный исследовательский университет
МГСУ, кафедра строительства объектов тепловой
и атомной энергетики, профессор;

Проскуряков Константин Николаевич,
доктор технических наук, профессор,
Национальный исследовательский университет
МЭИ, кафедра атомных электрических
станций, профессор;

Сарычев Геннадий Александрович,
доктор физико-математических наук,
профессор, АО «Наука и инновации»,
проектный офис по управлению тематическим
планированием, директор по научному развитию
- научный руководитель химико-
технологического направления.

Ведущая организация:

АО «Высокотехнологический научно-
исследовательский институт неорганических
материалов имени академика А.А. Бочвара»
(ВНИИНМ), г. Москва.

Защита состоится 27 февраля 2020 года в 10:00 часов на заседании диссертационного
совета Д 002.070.01 при Федеральном государственном бюджетном учреждении
науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии
наук, г. Москва. По адресу: 151191, г. Москва, улица Большая Тульская, дом 52.
Контактный телефон: +7 (495) 955-22-66 .

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке и на сайте Института проблем безопасного
развития атомной энергетики Российской академии наук, <http://www.ibrae.ac.ru/contents/401/>

Автореферат разослан «___» _____ 2019 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета



В.Е. Калантаров

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Диссертационная работа посвящена разработке и практическому применению методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды.

Диссертация включает в себя разработки, исследования и результаты практической реализации предлагаемых методов и технологий вывода из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ.

Актуальность темы исследования. Исследовательские ядерные реакторы (ИЯР) играют важную роль в развитии ядерной энергетики и вопросах обеспечения безопасности ядерных установок. Без проведения широкой программы фундаментальных и прикладных исследований на ИЯР невозможно обоснование безопасности объектов ядерной энергетики.

По данным подготовленного МАГАТЭ «Обзора ядерных технологий – 2016» по состоянию на конец 2015 года в мире насчитывалось 246 действующих исследовательских реакторов в 55 странах и свыше 180 реакторов, которые уже остановлены или выводятся из эксплуатации. Полностью выведены из эксплуатации более 300 исследовательских реакторов и критических сборок.

Возраст около половины всех эксплуатируемых в настоящее время исследовательских реакторов более 40 лет, в связи с чем перед эксплуатирующими организациями стоят две главные задачи – управление старением и вывод из эксплуатации.

На территории бывшего Советского Союза эксплуатируется 112 исследовательских ядерных установок расположенных, как правило, на территории крупных городов, в том числе в Москве и Санкт-Петербурге.

В московском регионе сегодня эксплуатируется около 50-ти ИЯУ. К ним следует добавить еще 1500 предприятий, использующих источники ионизирующих излучений и радиоактивные материалы.

В городе с 11-ти миллионным населением, каким является г. Москва, наличие такого множества ядерно- и радиационно-опасных установок опасно прежде всего тем, что большинство из них строились в разгар «холодной» войны, когда требований, норм и правил безопасности в данной области просто не существовало. Те же нормы, которые и были, ни в коей мере не соответствуют современным представлениям о влиянии ионизирующего излучения на человеческий организм.

11 марта 1991 года было принято решение Президиума Моссовета № 46 «О прекращении эксплуатации ядерных реакторов в г. Москве», вынесенное тогда на основании заключения Межведомственной комиссии, обследовавшей работу московских ядерных реакторов в 1990 году.

Практические работы по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ были начаты в 2008 году, после утверждения Федеральной целевой Программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». К настоящему времени работы в объеме, предусмотренном проектом вывода из эксплуатации, завершены.

Учитывая предстоящее в ближайшие годы увеличение количества выводимых из эксплуатации ИЯР, представляется весьма актуальным систематизировать опыт комплекса

работ по подготовке к выводу и собственно выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ.

Целью данного диссертационного исследования являлась разработка методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок, основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности и ее практическое применение при выполнении работ по выводу из эксплуатации комплекса исследовательских реакторов МР и РФТ в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт».

Для достижения поставленной цели необходимо было решить следующие основные

Задачи:

1. Провести анализ международной и национальной правовой базы, регламентирующей вывод из эксплуатации ИЯР, как основы для разработки методов обеспечения безопасности при проведении этих работ.

2. Провести анализ и аналитическое обобщение состояния технологий демонтажа оборудования ИЯР, накопленного опыта обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) с применением дистанционно-управляемых механизмов (ДУМ).

3. Сформировать и обосновать представление об исследовательских ядерных реакторах как аналогичных (или сходных) объектах, позволяющее предложить общие принципы организации работ по выводу их из эксплуатации.

4. Исследовать общие закономерности, присущие ИЯР на всех этапах подготовки и выполнения работ по выводу из эксплуатации, систематизировать их по уровню радиационной опасности и обосновать принципы оптимизации применяемых методов.

5. Разработать и научно обосновать основные инструменты методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, включая методы совместного применения дистанционно-управляемых механизмов и средств дистанционной радиационной диагностики на основе гамма-камер различного типа.

6. Разработать принципы и технические решения обнаружения высокоактивных объектов, а также методы измерения глубины загрязнения радионуклидами строительных конструкций.

7. Разработать оригинальные стенды для идентификации, оценки активности и фрагментации высокоактивных конструкций и оборудования ИЯР и оценить их эффективность при выполнении практических работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ.

8. Разработать методы для обнаружения отработавшего ядерного топлива в удаляемых конструкциях и оборудовании ИЯР и провести верификацию этих методов при выполнении практических работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ.

9. Разработать и применить на практике экономически эффективные и обеспечивающие минимизацию дозовых нагрузок на персонал технологии обращения с РАО при их сортировке и упаковке в транспортные контейнеры с использованием ДУМ.

10. Оптимизировать применение технологии снижения воздушного переноса радиоактивных аэрозолей в процессе демонтажа оборудования.

11. Рассмотреть снижение рисков для персонала и населения при применении предлагаемых методов и основанных на этих методах технических решениях при выполнении работ по выводу из эксплуатации ИЯР с точки зрения минимизации количества персонала,

занятого в работах по выводу из эксплуатации и минимизации воздействия самих работ на окружающую среду.

12. Обобщить решения выше перечисленных задач и выполнить разработку общей методологии обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, верификацию и апробацию практикой на примере ее практического применения при выполнении работ по выводу из эксплуатации комплекса исследовательских реакторов МР и РФТ в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт» (НИЦ «Курчатовский институт»).

Методология диссертационного исследования включает в себя различные методы, учитывающие специфику предмета и объекта изучения, основанные на *системном подходе*, заключающемся в выявлении разнообразия связей и отношений при комплексном рассмотрении вопросов радиационной безопасности совокупности работ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов. Важнейшие из них следующие:

а) расчетное *моделирование* предусматривало:

- разработку моделей и методов обработки результатов измерения, получение распределения активности отдельных радионуклидов;

- выбор наиболее оптимальных с точки зрения дозовых нагрузок последовательности и методов выполнения работ в радиоактивно загрязненных помещениях и территориях;

б) основной объем информации, представленный в работе, получен *методом эмпирического исследования*:

- выполнены экспериментальные измерения угловых аппаратных функций отдельных детекторов для уточнения местоположения источника излучения;

- проведен большой объем верификационных экспериментов, в ходе которого результаты измерений предложенными методами сравнивались с данными стандартных методов, таких как лабораторный метод спектрометрического и радиохимического анализа проб радиоактивно загрязненных объектов и веществ;

в) конкретные методы комплексного решения проблем безопасности вывода из эксплуатации реакторных установок и технологические подходы для их реализации определены при последовательном выполнении этапов *расчетно-конструктивного метода*:

- на основании выявленных закономерностей обоснованы последовательности и объем демонтажных и реабилитационных работ, выбраны наиболее оптимальные с точки зрения дозовых нагрузок персонала методы их выполнения, разработаны и практические внедрены новые конструктивные решения и технологические схемы, позволяющие наиболее эффективно провести работы по выводу из эксплуатации ИЯР, с наивысшей энерговооруженностью персонала и с наименьшими дозовыми нагрузками;

По результатам использования методов дистанционной диагностики радиационной обстановки, дистанционно-управляемого оборудования и реализации технологических процессов сформированы предложения по оптимизации дозовых нагрузок персонала, задействованного в работах по выводу из эксплуатации, на основе анализа рисков обоснованы использованные методы, механизмы и затраты на их применение.

Научная новизна. В ходе выполнения работ получены следующие новые научные результаты:

- сформулирована и апробирована общая оригинальная методология вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на фундаментальных

принципах обеспечения радиационной и ядерной безопасности персонала, населения и окружающей среды.

- сформулированы требования к дистанционно-управляемым механизмам и их навесному оборудованию, которые были использованы в процессе работ по ликвидации временных хранилищ РАО на выделенной территории НИЦ «Курчатовский институт»;

- предложены и применены в практических работах методы определения интенсивно излучающих объектов;

- впервые предложены методы совместного применения дистанционно-управляемых механизмов и средств дистанционной радиационной диагностики и проведена их апробация при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов;

- предложены методы проведения радиационного обследования реакторов МР и РФТ с использованием дистанционно-управляемых механизмов, разработаны технологии и выполнены исследования, результаты которых послужили основой для разработки проекта вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ;

- предложены технологии и практически выполнены работы по демонтажу оборудования реакторов МР и РФТ, основанные на комплексном применении нескольких дистанционно-управляемых механизмов совместно, что исключило присутствие персонала в помещениях с высоким уровнем гамма-излучения.

- предложены технологии сортировки РАО по удельной активности, создан стенд для сортировки и упаковки высокоактивных отходов в транспортные контейнеры.

Практическая значимость. Результаты, полученные в ходе диссертационного исследования, позволили обосновать совокупность методов вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанных на принципах обеспечения радиационной безопасности. Разработанная методология была положена в основу проекта вывода из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ и прошла практическую проверку при выполнении работ, что позволило существенно снизить численность персонала, выполняющего работы, и, соответственно, коллективные дозовые нагрузки, и минимизировать радиационное воздействие на население и окружающую среду.

Разработаны и успешно применены технологии удаления, сортировки, фрагментации и упаковки высокоактивных РАО с помощью дистанционно-управляемых механизмов. Разработанные технологии применялись как на стадии удаления ОЯТ из активной зоны реактора МР в ходе работ по подготовке реактора к выводу из эксплуатации, так и в процессе выполнения работ по удалению облученных экспериментальных каналов из бассейна реактора и мест их хранения. Выполнены работы по фрагментации высокоактивных каналов петлевых установок и отделению ядерного топлива из канала с жидкометаллическим теплоносителем с помощью ДУМ, без присутствия персонала непосредственно в зоне работ.

Опыт создания стендов сортировки и фрагментации высокоактивных отходов с помощью дистанционно-управляемых средств и механизмов может быть полезен при работах на других исследовательских ядерных реакторах.

Результаты радиационного обследования технологических помещений и оборудования реактора МР и шахты реактора РФТ, полученные методами дистанционной диагностики, послужили основой для разработки технологических решений и выбора технических средств вывода реакторов из эксплуатации, были использованы при разработке проекта вывода из эксплуатации, что позволило обеспечить радиационную безопасность персонала и населения.

Эффективность использования разработанных и реализованных методов и технологий с точки зрения существенного снижения дозовых нагрузок на персонал и уменьшения радиационного воздействия на население и окружающую среду получила подтверждение в процессе работ по выводу из эксплуатации ядерно- и радиационно-опасных объектов НИЦ «Курчатовский институт».

Разработанные и апробированные технологии обращения с РАО и ОЯТ могут быть успешно реализованы в проектах вывода из эксплуатации других исследовательских ядерных реакторов и реабилитации их территории, а также применимы при работах на различных объектах использования атомной энергии, в том числе энергетических реакторах и в аварийных условиях.

Основные результаты, выносимые на защиту:

1. Методология вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды.

2. Основные инструменты методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов включая методы совместного применения дистанционно-управляемых механизмов и средств дистанционной радиационной диагностики, в том числе результаты их верификации при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов.

3. Принципы и технические решения обнаружения высокоактивных объектов, а также методы измерения глубины загрязнения радионуклидами строительных конструкций.

4. Рекомендации и основные результаты применения дистанционно управляемых механизмов для выполнения радиационного обследования конструкций и помещений исследовательских реакторов МР и РФТ, включая обоснование для их применения в проектах вывода из эксплуатации ИЯР.

5. Оригинальные стенды для идентификации, оценки активности и фрагментации высокоактивных конструкций и оборудования реакторов МР и РФТ, в том числе содержащих отработавшее ядерное топливо.

6. Технологии извлечения, сортировки, фрагментации высокоактивных отходов с помощью дистанционно-управляемых механизмов и разработанных средств дистанционной диагностики и их научное обоснование, в соответствии с критериями радиационной, ядерной и промышленной безопасности.

7. Результаты верификации и апробации методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов в аспектах подтверждения эффективности предложенной методологии и оригинальных технологий на основе дистанционно-управляемых механизмов.

Достоверность и обоснованность результатов. Достоверность и обоснованность выводов и рекомендаций по теме исследования подтверждена представительным объемом практических результатов, применением современных методов обработки и интерпретации результатов, сопоставимостью экспериментальных результатов с данными, полученными другими исследователями, а также позитивным опытом их практического внедрения. Достоверность результатов диссертационного исследования подтверждена прежде всего тем, что эффективность применения методологии обеспечения радиационной безопасности при реализации проекта вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ

документально подтверждена протоколами измерения доз внешнего облучения персонала, выполнявшего работы на протяжении пятнадцати лет, а также данными внутреннего облучения, полученными при ежегодном обследовании на установке измерения спектров излучений человека (СИЧ).

Достоверность результатов диссертационного исследования в отношении отсутствия негативного влияния на население и окружающую среду также нашло подтверждение в результатах измерения объемной концентрации аэрозолей в воздухе как в зоне производства работ, так и на границе санитарно-защитной зоны. В итоге работы в полном объеме выполнены персоналом, численность которого меньше предусмотренного проектом вывода из эксплуатации, а среднегодовые индивидуальные дозы внешнего облучения не превышали 40% нормативных.

Апробация результатов. Основные результаты выполненных исследований докладывались в течение ряда лет на Российских и международных конференциях и совещаниях, таких как:

- Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами WM'04, Туссон, Аризона, США, 29 февраля – 04 марта 2004;
- 7-ая Международная конференция «Безопасность ядерных технологий: Обращение с РАО. 27 сентября – 1 октября 2004 г., Санкт-Петербург, Россия;
- XI Международный экологический симпозиум «Урал атомный, Урал промышленный», Екатеринбург, 2005, 7-11 Февраля 2005;
- Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами WM'05, Туссон, Аризона, США, 28 февраля – 04 марта 2005,;
- Международная конференция ICEM'05/DECM'05, сентябрь 4 – 8, 2005, Глазго, Шотландия;
- Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами WM'06, Туссон, Аризона, США, 27 февраля – 03 марта 2006;
- Международная конференция «Двадцать лет Чернобыльской катастрофы. Взгляд в будущее» 24-26 апреля 2006, Киев, Украина;
- Международный ядерный форум, 2007 г., Санкт-Петербург;
- The 11th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, ICEM –07. Oud Sint-Jan Hospital Conference Center, September 2-6, 2007. Bruges (Brugge), Belgium;
- International Conference “Radioecology & Enviromental Radioactivity”, Bergen, Norway, 15-20 June 2008;
- International Conference “Decommisionning challenges: an Industrial Reality?”, Avignon, France, September 28 – October 2 2008;
- III Международный ядерный форум, 22-26 сентября 2008 г., Санкт-Петербург;
- 12th International Conference On Environmental Remediation and radioactive Waste Management, ICEM'09/DECOM'09, 2009, Liverpool, UK;
- Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами WM'09, Phenix, Arizona, March 1-5, 2009;
- International Conference «Research Reactors Fuel Management», Marakkech, Morocco, March 2010;

- 4-ая Международная конференция и выставка «Атомэко 2010», Москва, 28-29 октября 2010;
- European Nuclear Conference, ENC 2010, Barcelona, Spain, June 2010;
- European Research Reactors Conference: Research Reactor Fuel Management, Rome, Italy, 20-24 March 2011;
- 5-ая Международная выставка и конференция «АтомЭко-2011»;
- International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization, 14-18 November 2011, Rabat, Morocco;
- Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами WM'12, Phenix, Arizona, 25 of February – 1 of March, 2012;
- European Research Reactors Conference IGORR, Prague, Czech Republic, 18-22 -March, 2012;
- WM'13 Symposium, Phoenix, AZ, USA, 24-28 of February 2013;
- 5th Internftional Conference SFEN2013, Decommissioning Challenges: An Industrial Reality and Prospects, Avignon, France, 07-11 of April, 2013:
- 15th Internftional Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, ICEM'13, Brussels, Belgium, 08-12 September, 2013;
- WM'14, Международный симпозиум по обращению с радиоактивными отходами. Феникс, Аризона США, 1 – 4 марта 2014;
- Международная научная конференция Радиобиология: антропогенные излучения, Гомель, 25-26 сентября 2014 г.;
- Российская научная конференция "Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях", 2015, г. Москва-Обнинск;
- WM'16 Conference proceedings - 16054, March 6 –10, 2016, Phoenix, Arizona, USA;
- NUPP2017 Conference, London, Great Britain, 2017;
- Международная научно-практическая конференция по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс», МНПК-2017, г. Севастополь, Российская Федерация, 2-7 октября 2017.

Личный вклад. Автор самостоятельно провел настоящее исследование – от обзора литературы по проблеме вывода из эксплуатации ИЯУ до разработки оригинальной методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов и ее информационных и инструментальных средств: методов, технологий ликвидации негативных последствий функционирования исследовательских ядерных реакторов НИЦ «Курчатовский институт», написания положений, выводов и оценки результатов диссертационной работы. Лично руководил и принимал участие во всех представленных в диссертации научных экспериментах, практических работах по ликвидации временных хранилищ РАО, по радиационному обследованию реакторов МР и РФТ, организовывал и руководил демонтажными работами оборудования реакторов, выполнял измерения, проводил расчеты, делал основополагающие выводы на основе проведенной работы, оформлял и представлял результаты работ в виде оригинальных открытых публикаций: статей, докладов и презентаций.

Автором лично получены следующие наиболее существенные результаты:

- разработана и применена в практических работах методология вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности;

- непосредственно им обоснован выбор дистанционно-управляемых механизмов типа «BROKK» для работ в интенсивных полях ионизирующих излучений. Разработаны научные рекомендации и технологии их применения при работах по ликвидации временных хранилищ РАО на территории НИЦ «Курчатовский институт». Предложены и практически реализованы технологии демонтажа омоноличенных высокопрочным бетонным раствором хранилищ с помощью указанных дистанционно-управляемых средств. Предложены технологии извлечения, сортировки, фрагментации и упаковки пеналов с высокоактивными отходами. Создан стенд, включая его проектирование и монтаж, для выполнения этих работ;

- организовано и с его участием проведено радиационное обследование реактора МР, оборудования девяти петлевых установок (~500 единиц оборудования) и реактора РФТ с использованием методов дистанционной диагностики и ДУМ, оснащенных гамма-камерами различного типа;

- обоснованы технологии использования дистанционно-управляемых механизмов при демонтаже оборудования реакторов МР и РФТ в процессе вывода их из эксплуатации;

- созданы экспериментальные стенды для сортировки отдельных частей оборудования по уровням суммарной активности, измерения распределения активности по длине отдельных каналов;

- предложены и практически использованы технологии демонтажа оборудования реактора МР с помощью дистанционно-управляемых механизмов;

- предложены и апробированы технологии демонтажа загрязненных строительных конструкций с использованием ДУМ;

- показано, что выход радиоактивных аэрозолей при резке загрязненного оборудования с применением дистанционно-управляемых механизмов не приводит к распространению загрязнения за пределы санитарно-защитной зоны НИЦ «Курчатовский институт».

Публикации. Основные результаты диссертационного исследования опубликованы в 98-и печатных работах, из них 25 статей в журналах из списка ВАК при Министерстве науки и высшего образования РФ («Атомная энергия», «Проблемы анализа риска», «АНРИ», «International Journal Nuclear Science and Technology», «Revue Generale Nucleaire», «Radioprotection»), вошли составной частью в монографию «Проблемы ядерного наследия и пути их решения», два тематических сборника, опубликованы в виде докладов в материалах 48-и российских и международных конференций.

Структура работы. Диссертация состоит из введения, пяти глав, заключения и списка литературы из 131 наименования. Диссертация изложена на 289 страницах машинописного текста, включающего 100 рисунков и 31 таблицу.

Основные результаты диссертационной работы изложены в публикациях: 18-28, 46-48, 70, 75-76, 78, 91, 93-94, 96-97, 101-105, 109, 117, 119, 122, 126, 129, 130, 131.

КРАТКОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во **Введении** даны краткий обзор современного состояния проблемы и общая характеристика диссертационной работы, обоснована актуальность исследования, сформулированы цель работы и основные задачи. Перечислены результаты, выносимые на защиту, описана новизна полученных результатов, приведена информация об апробации основных результатов работы.

В **Главе 1** проведен анализ парадигмы вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, включающей как правовые, так и организационно-технические аспекты. Рассмотрены конструктивные и технологические особенности исследовательских реакторов, основные этапы процедур вывода из эксплуатации исследовательских реакторов. Проанализированы результаты практического применения методов и технологий демонтажа оборудования исследовательских реакторов как в России, так и за рубежом.

Раздел 1.1 посвящен анализу международной и национальной правовых баз как основы для разработки методов обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов.

В целях обеспечения защиты людей и охраны окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения, нормы МАГАТЭ по безопасности устанавливают основополагающие принципы безопасности, требования и меры для обеспечения контроля за радиационным облучением людей и выбросом радиоактивного материала в окружающую среду, ограничения вероятности событий, которые могут привести к утрате контроля за любым источником излучения, и смягчения последствий таких событий в случае, если они будут иметь место. Нормы МАГАТЭ по безопасности отражают международный консенсус в отношении того, что является основой безопасности для защиты людей и охраны окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения.

В настоящее время основным документом МАГАТЭ, посвященным непосредственно выводу из эксплуатации, являются Общие требования безопасности GSR Part 6 «Вывод установок из эксплуатации».

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ, планирование вывода из эксплуатации начинается на этапе проектирования и продолжается в течение всего срока службы реактора. Оно включает в себя: подготовку первоначального плана вывода из эксплуатации; сбор соответствующей информации и данных для содействия будущему выводу из эксплуатации; выбор стратегии вывода из эксплуатации; радиационное обследование реактора; подготовку окончательного плана вывода из эксплуатации; оценку затрат; определение обеспеченности проекта по выводу из эксплуатации финансовыми ресурсами; представление плана регулирующему органу на рассмотрение и утверждение, а также любую деятельность по организации консультаций с общественностью в соответствии с национальными требованиями.

Указанный документ содержит ряд требований, охватывающих все аспекты процесса вывода из эксплуатации, однако для целей данного диссертационного исследования наиболее существенными являются те, что относятся к вопросам защиты людей и охраны окружающей среды:

- оптимизация защиты и безопасности при выводе из эксплуатации;
- дифференцированный подход при выводе из эксплуатации;
- оценка безопасности при выводе из эксплуатации.

Что касается национальной правовой базы, регулирующей вывод из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, то в 2011-2012 гг. были приняты и введены в действие:

- изменения в Федеральный закон ФЗ-170 «Об использовании атомной энергии»;
- Федеральный закон ФЗ-190 «Об обращении с радиоактивными отходами...» и началась активная разработка предусмотренных этим законом подзаконных актов;
- «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11).

В 2017 году были утверждены "Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок" (НП-028-16).

Вывод из эксплуатации исследовательских ядерных установок (ИЯУ) должен выполняться в соответствии с принципами обеспечения безопасности, установленными в НП-033-11 и НП-091-14.

Реализуемые на ИЯУ организационные и технические мероприятия должны обеспечивать:

- не превышение регламентируемых нормами радиационной безопасности основных пределов доз облучения работников (персонала) и населения, нормативов выбросов (сбросов) радиоактивных веществ;
- снижение радиационного воздействия на работников (персонал), население и окружающую среду до минимально возможных значений с учетом экономических и социальных факторов при выводе из эксплуатации ИЯУ.

При выборе и актуализации концепции вывода из эксплуатации ИЯУ должен учитываться опыт обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации аналогичных ИЯУ.

Таким образом, в настоящее время имеется достаточно полная нормативная база, как международная, так и национальная, регламентирующая весь комплекс работ по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов.

В разделе 1.2 рассмотрены базовые принципы обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов.

Радиационная безопасность персонала, населения и окружающей природной среды считается обеспеченной, если соблюдаются основные принципы радиационной безопасности (обоснование, оптимизация, нормирование) и требования радиационной защиты, установленные Федеральным законом "О радиационной безопасности населения", НРБ-99/2009 и действующими санитарными правилами (ОСПОРБ-99/2010).

Рассмотрены критерии и показатели оценки состояния радиационной безопасности, а также пути обеспечения радиационной безопасности на объекте и вокруг него, персонала и населения.

За основу оптимизации радиационной безопасности Международная комиссия по радиационной защите рекомендует принять снижение индивидуальных эффективных доз персонала и сокращение числа работников, привлекаемых к радиационно-опасным работам.

В разделе 1.3 проведен анализ конструктивных и технологических особенностей исследовательских ядерных реакторов с точки зрения обеспечения радиационной безопасности при выводе их из эксплуатации.

Несмотря на более низкие мощности, количество радиоактивных веществ, образующихся в результате эксплуатации ИЯР, их потенциальная опасность для населения и окружающей среды весьма велика в силу ряда специфических особенностей:

- конструктивное разнообразие ИЯР, затрудняющее разработку унифицированных решений;
- высокая частота переходных режимов, при которых чаще всего и происходят нарушения в работе ИЯР;
- высокая цикличность нагрузок на основное оборудование активных зон и первого контура, вследствие большого количества малых по продолжительности кампаний;
- высокая плотность нейтронного потока в активных зонах исследовательских реакторов, приводящая к быстрому набору предельного флюенса на элементы активных зон и повышению вероятности их отказов;
- оснащенность экспериментальными устройствами и связанные с ними особенности эксплуатации;
- меньшее, чем у энергетических реакторов количество физических барьеров, препятствующих распространению продуктов деления, особенно у бассейновых исследовательских реакторов и критических сборок;
- расположение ИЯР среди городской застройки в крупных городах с многомиллионным населением.

В отличие от АЭС, при выводе из эксплуатации ИЯР особое внимание следует обращать на отсутствие штатных систем дезактивации, что требует специальной разработки эффективных и экономичных технологий дезактивации оборудования, трубопроводов и помещений.

Раздел 1.4 посвящен вопросу выбора стратегии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов. Показано, что на выбор стратегии достижения того или иного конечного состояния исследовательского реактора при его выводе из эксплуатации оказывают влияние техническая политика и экономические условия, а также производственные задачи, потребности эксплуатирующей организации и другие факторы.

В настоящее время среди перечисленных стратегия немедленного демонтажа при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов рекомендуется МАГАТЭ, как наиболее предпочтительная. Для вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ была принята стратегия немедленного демонтажа конструкций, систем и оборудования реактора и петлевых установок.

Идеология проведения работ по выводу из эксплуатации была основана на следующих принципах:

- выполнение работ ограниченным количеством персонала: отсутствие достаточного числа работников было обусловлено сокращением притока молодых кадров в ядерные технологии ввиду изменения экономической ситуации в стране;
- выполнение работ при индивидуальных дозовых нагрузках, ограниченных значением 10 мЗв/год, что определялось нормами, установленными внутриинститутскими службами;
- загрязнение объектов окружающей среды, прилегающих территорий НИЦ «Курчатовский институт» и городских районов не должно превышать нормативы, установленные для населения, даже в случае возникновения аварийных ситуаций;
- образующиеся РАО должны характеризоваться, сепарироваться по удельной активности, кондиционироваться, упаковываться в соответствующие транспортные упаковки на месте производства работ и отправляться на длительное хранение.

Указанные выше ограничения требовали, чтобы проектные решения были основаны на методах, обеспечивающих выполнение всего комплекса работ без присутствия персонала в зоне высоких радиационных полей, и применении технологий, реализующих эти методы.

В качестве дозового критерия достижения конечного радиологического состояния оборудования, помещений, зданий и площадки, был определен гигиенический норматив для персонала группы Б, установленный НРБ-99/2009.

В разделе 1.5 определены основные этапы и последовательность процедур вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов.

В соответствии с планом мероприятий Федеральной целевой программы «Ядерная и радиационная безопасность России на 2008-2010 годы и на период до 2015 года», «Ядерная и радиационная безопасность России на 2016-2020 годы и на период до 2025 года» и проектными документами по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ был составлен поэтапный план-график выполнения работ (Рисунок 1.).

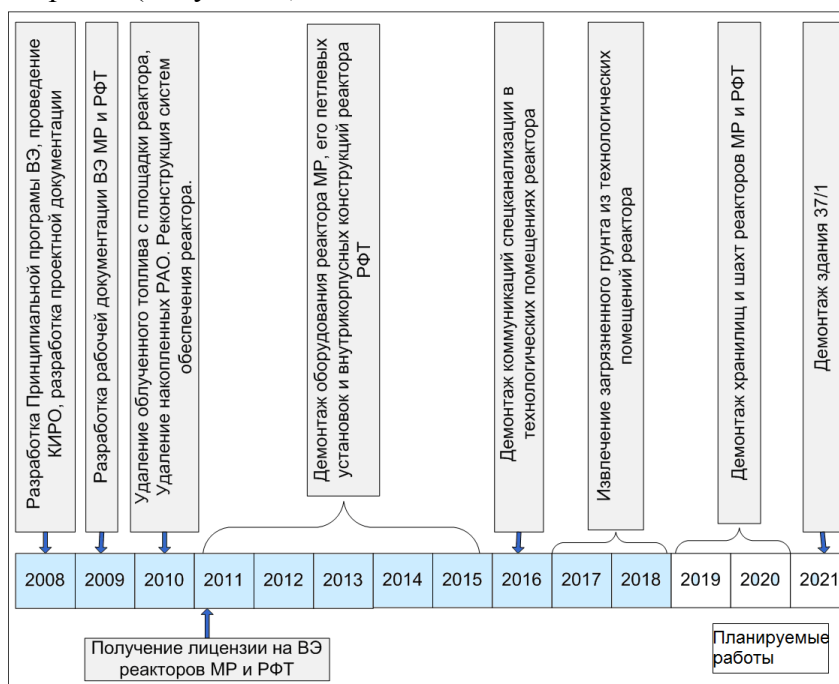


Рисунок 1 - Этапы выполнения работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ

После завершения демонтажных работ будут проведены:

- заключительное радиационное обследование технологических помещений, петлевых установок и территории площадки реактора;
- дезактивация технологических помещений первого контура и петлевых установок реактора;
- реабилитация территории площадки реактора.

В разделе 1.6 проведен анализ практического применения технологий вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов. В период 90-х годов прошлого столетия за рубежом было реализовано большое число пилотных и демонстрационных проектов по выводу из эксплуатации различных ядерных и радиационно-опасных объектов, включая исследовательские реакторы. В их задачи входили отработка и применение традиционных и коммерчески доступных промышленных технологических средств и оборудования, а также разработка и внедрение инновационных технологий и технических средств, облегчающих выполнение работ и способствующих повышению их эффективности и безопасности.

На основе реализации этих проектов и полученного опыта сделано заключение, что вывод из эксплуатации исследовательских реакторов любого типа и мощности в необходимой мере обеспечен отработанными и коммерчески доступными технологическими средствами, специализированным оборудованием и инструментом, в большинстве случаев требующими только незначительной адаптации или доработки с учетом конкретных требований и условий их применения.

Показано, что это заключение было ошибочным и в настоящее время во многих странах ведутся работы по созданию новых технологий, в частности, по разработке и производству дозиметрических и спектрометрических систем на основе гамма-камер, а также производится широкий спектр дистанционно-управляемых механизмов, позволяющих выполнить все многообразие технологических операций при подготовке и выводе из эксплуатации ИЯР.

Вторая, третья и четвертая главы диссертации посвящены анализу проблем, существующих на различных этапах работы по выводу из эксплуатации ИЯР, в первую очередь – на этапе радиационного обследования технологических помещений и оборудования, оптимизации применяемых методов, разработке системы методов (методологии), основанной на принципах обеспечения радиационной безопасности работ по выводу из эксплуатации ИЯР и реализации разработанных технических решений при выполнении работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ.

В Главе 2 проведен анализ проблем радиационного обследования и предложены пути их решения методами дистанционной диагностики с использованием разработанных приборов и оборудования: мобильного радиометра «Гамма-Пионер», «Гаммавизора», «Гамма-локатора», спектрометрических систем для определения состава радионуклидов и для проведения измерений под водой.

Раздел 2.1 посвящен описанию особенностей конструкции и условий эксплуатации исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ.

Водо-графитовый канальный реактор для физических и технических исследований РФТ был введен в эксплуатацию в составе первой в СССР комплексной экспериментальной материаловедческой базы в апреле 1952 года, первоначально имел мощность 10 МВт. В 1957 г. мощность реактора была повышена до 20 МВт. Активная зона и отражатель реактора образованы графитовой кладкой (общий вес графитовых блоков 34 т). Графитовая кладка активной зоны и отражателя заключены в стальном штатном корпусе.

В составе реактора имелось пять петлевых установок: три - с водяным теплоносителем, по одной - с газовым и жидкометаллическим теплоносителями. Каналы предназначались для испытаний тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) и конструкционных материалов.

В 1962 году реактор РФТ был остановлен и частично демонтирован, а рядом с ним в том же здании сооружен более мощный петлевой реактор МР.

Многоцелевой петлевой материаловедческий реактор МР был разработан и сооружен в 1962–1963 гг. и выведен на проектную мощность 20 МВт в 1964 г. В конструктивном отношении он стал первым представителем нового типа исследовательских реакторов – канального типа, погруженного в бассейн с водой.

На реакторе осуществлялась широкая программа испытаний и исследований ТВЭЛов, топливных и конструкционных материалов, производились радиоизотопы медицинского назначения.

Для выполнения программы испытаний и исследований различного типа ТВЭЛов, топливных и конструкционных материалов реактор был оснащен девятью петлевыми установками, обеспечивавшими возможность отработки теплофизических, гидродинамических и прочностных характеристик активных зон и основного оборудования энергетических реакторных установок различного назначения в условиях, максимально приближенных к натурным.

Радиационное обследование, проведенное в 1993 году традиционными методами показало, что подготовленный к останову реактор МР является технически сложным радиационно-опасным объектом. Уровни потенциальной радиационной опасности реактора МР представлены в Таблице 1.

Таблица 1 - Уровни потенциальной радиационной опасности реактора МР

Реактор МР			Радиационные характеристики ОЯТ	
Активность загрязненного оборудования, Бк	Мощность дозы гамма-излучения в помещениях петлевых установок, мЗв/ч	Мощность дозы гамма-излучения внутриреакторных конструкций, Зв/ч	Активность одной ТВС, Бк	Мощность дозы гамма-излучения ОТВС, Зв/ч
10^{14}	до 20	до 1,5	$5 \cdot (10^{12} - 10^{13})$	до 1,2

В центральном зале реакторного комплекса МР и РФТ расположены радиационно-опасные объекты - бассейн-хранилище, приреакторные хранилища ОЯТ и РАО, камера резки («горячая» камера). Обследование этих объектов и проведение демонтажа их оборудования, либо удаление находящихся в них ядерных материалов и радиоактивных веществ представляют в каждом случае самостоятельную задачу и требуют применения своих методов и технологических решений.

В разделе 2.2 определены задачи радиационного обследования исследовательских ядерных реакторов.

Основная задача радиационного обследования заключается в получении необходимой для выполнения радиационно-опасных работ информации, включающей:

- компонентный состав присутствующих радионуклидов;
- мощности дозы гамма-излучения оборудования и поверхностей помещений;
- уровни загрязненности альфа- и бета- радиоактивными нуклидами оборудования, поверхностей строительных конструкций, а также воздуха технологических помещений.

Однако не всегда возможно получить необходимую информацию традиционными методами, используя при радиационном обследовании стандартное оборудование: поисковые сцинтилляционные радиометры, дозиметры гамма-излучения и радиометры, измеряющие плотность потока частиц,

Проблемы при проведении радиационного обследования могут возникнуть в случаях:

- высоких уровней излучения, при которых необходима дистанционная диагностика;

- определения наиболее загрязненных объектов и визуализации радиационной обстановки;
- проведения обследования в труднодоступных местах, при измерениях под слоем воды;
- необходимости определения наличия облученного топлива;
- определения распределения радионуклидов по глубине строительной конструкции.

В разделе 2.3 предложены методы решения проблем радиационного обследования, в частности, обоснованы преимущества методов дистанционной диагностики.

Использование дистанционных методов измерения распределения радиоактивности в загрязненных помещениях ведется в течение ряда лет. Еще в работах по измерению радиоактивного загрязнения в различных помещениях 4-го блока ЧАЭС применялся простой ручной коллимированный радиометр, а в дальнейшем применялся прототип компьютерно-управляемой спектрометрической системы.

Измерение потока фотонного ионизирующего излучения из определенной точки пространства реализованы сейчас в различных типах приборов.

В разделе рассмотрены функциональные разновидности приборов дистанционной диагностики: пороговый коллимированный детектор, устройство для радиационной разведки - мобильный радиометр «Гамма-Пионер», система получения гамма-изображений - «Гаммавизор», спектрометрическая измерительная система «Гамма-локатор», спектрометрическая система для измерений под водой.

В разделе 2.4 показано, что использование методов дистанционных измерений с помощью спектрометрической коллимированной системы позволяет получать информацию об особенностях формирования дозовых полей излучения в загрязненных помещениях. Описаны разработанные методы оценки количественных характеристик радиоактивных объектов и методики калибровки спектрометрической системы для каждого из предложенных методов, даны алгоритмы оценки общей активности радиоактивного загрязнения исследуемого помещения.

Зная матрицу распределения активностей в помещении, можно рассчитать активность оборудования в нем, оценить факторы взаимного влияния различных источников на формирование радиационной обстановки, а также провести моделирование изменения радиационной обстановки при удалении наиболее загрязненных объектов. Алгоритм моделирования демонтажных работ по результатам радиационного обследования также приведен в данном разделе.

Раздел 2.5 содержит анализ и результаты применения методов дистанционного радиационного обследования для всей совокупности технологических помещений, оборудования и объектов, расположенных на территории реакторного комплекса МР и РФТ.

Рассмотрены наиболее интересные с научной и технической точки зрения этапы подготовительных работ:

Инвентаризация хранилища высокоактивных РАО.

На предварительном этапе реализации проекта вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ выполнена инвентаризация РАО, находящихся в хранилище высокоактивных отходов (ВАО), и освобождение ячеек для размещения в них высокоактивных отходов, которые будут образованы в процессе демонтажа оборудования реакторов.

Обследование содержимого ячеек хранилища выполнялось с помощью радиометрического комплекса «Гамма-Пионер», «Гаммавизора» и «Гамма-локатора», с применением дистанционно-управляемых механизмов и включало извлечение пеналов из ячеек и измерение распределения активности по длине пенала. ДУМ использовались также для упаковки низко- и средне активных отходов в контейнеры.

Схема расположения оборудования при инвентаризации пеналов с высокоактивными отходами представлена на Рисунке 2.

В результате инвентаризации выполнена характеристика пеналов с ВАО, находящихся в ячейках, и более 40 ячеек \varnothing 416 мм полностью освобождено.



Рисунок 2 - Расположение измерительного оборудования при сканировании пеналов с высокоактивными отходами (1 – радиометрический комплекс «Гамма-Пионер»; 2 – «Гаммавизор»; 3 – «Гамма-локатор»; 4 – измеряемый пенал)

Радиационное обследование внутрикорпусных конструкций реактора МР.

В 1996 году, в ходе работ по разгрузке активной зоны реактора МР, из-за опасений загрязнения помещений реактора радионуклидами ^{210}Po , не была удалена тепловыделяющая сборка петлевой установки со свинцово-висмутовым теплоносителем (ПВМ).

Особенность Рb-Vi теплоносителя состоит в том, что в процессе эксплуатации происходит активация висмута и образование α - активных нуклидов: $^{210\text{m}}\text{Bi}$, ^{209}Bi и ^{210}Po . Спектрметрический анализ отобранных проб сплава показал, что активность теплоносителя определяется нуклидами $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и ^{210}Po , а результаты измерений показали, что удельная активность $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и, соответственно, ^{210}Po составляет 40-50 Бк/г.

В связи с тем, что $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и ^{210}Po являются α – излучающими нуклидами, допустимая среднегодовая объемная активность в воздухе для персонала составляет очень низкие значения: для $^{210\text{m}}\text{Bi}$ - 2.6 Бк/м³, для ^{210}Po – 2.7 Бк/м³. Это означало, что при разработке технологии демонтажа канала петлевой установки ПВМ необходимо было предусмотреть мероприятия, предотвращающие поступление радиоактивных аэрозолей, содержащих $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и ^{210}Po , в воздушную среду.

Спектрометрическое обследование объектов в бассейне-хранилище реактора МР.

За время эксплуатации реактора МР в бассейне-хранилище накопилось более 150 петлевых каналов (ПК), топливо из которых было выгружено и размещено в централизованном хранилище ОЯТ. В начальный период эксплуатации реактора МР петлевые каналы изготавливались из нержавеющей стали, которая сильно активировалась в районе активной зоны, при этом основной вклад в гамма-излучение был обусловлен ^{60}Co .

В составе исследовательских программ проводились ресурсные испытания тепловыделяющих элементов, вплоть до нарушения герметичности оболочек ТВЭЛов, что сопровождалось поступлением в теплоноситель петлевой установки продуктов деления, которые осаждались на внутренних поверхностях петлевой установки, загрязняя их. После выдержки в течение более двадцати пяти лет, нуклидом, который вносит определяющий вклад в гамма-излучение, стал ^{137}Cs .

С целью получения исходной информации для разработки проекта производства работ по удалению облученных каналов из бассейна выдержки были проведены работы по измерению распределения радионуклидов по длине петлевых каналов.

Нуклидный состав загрязнения сканируемых каналов определялся по спектру излучения, измеренному с помощью спектрометрической системы «Гамма-локатор». Мощность эквивалентной дозы (МЭД) определялась по показаниям коллимированного детектора.

На основе анализа результатов сканирования и измеренных спектров с помощью разработанных методик определялось распределение активности по длине каждого из исследованных каналов (Рисунок 3 - а), б)).

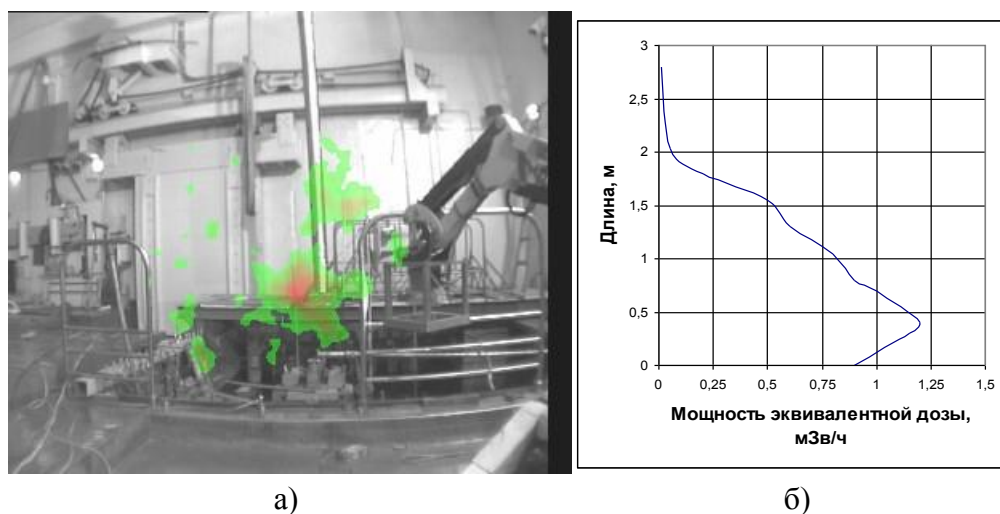


Рисунок 3 - Пример распределения потока гамма-излучения по длине петлевого канала, а) – видео изображение канала, совмещенное с его гамма-изображением, б) – распределение активности по длине канала

Проведенное обследование петлевых каналов показало, что максимальные значения мощности дозы находится в широком диапазоне - от 0,1- 0,15 мЗв/час до 100-200 мЗв/час (на расстоянии 1,4 м) и активность по длине каналов распределена неравномерно, при этом длина наиболее загрязненного участка канала имеет линейные размеры ~ 1,5 - 2м.

В разделе описаны исследования по обнаружению урана в петлевых каналах. Для идентификации топлива в высокоактивных элементах оборудования была разработана методика определения наличия урана в исследуемых петлевых каналах. Суть метода

заключается в выделении в спектре излучения от исследуемого объекта полезного сигнала (линии характеристического излучения урана) в области низких энергий ($E \leq 100$ кэВ) с помощью спектрометрического детектора на основе CZT.

Радиационное обследование реактора РФТ.

Информация о состоянии шахты реактора РФТ после проведения работ по консервации внутрикорпусных конструкций этого реактора в 1952 году была утрачена, при этом не исключалось, что пространство внутри шахты между корпусом реактора и биологической защитой заполнено фрагментами демонтированного оборудования и залито бетоном. Для того чтобы получить информацию о состоянии внутрикорпусных устройств реактора, в биологической защите шахты реактора была пробурена горизонтальная разведочная скважина длиной 3,8 м и диаметром 200 мм.

Диагностика радиационного состояния внутрикорпусных устройств реактора РФТ осуществлялась с помощью коллимированных спектрометрических детекторов, видео и фотосъемки.

Результаты видеосъемки показали, что пространство между корпусом реактора и защитой не загружено посторонними объектами и не залито бетоном.

В процессе бурения отбирались керны, проводились радиометрические и спектрометрические измерения проб кернов. Результаты гамма – каротажа скважины приведены на Рисунке 4.

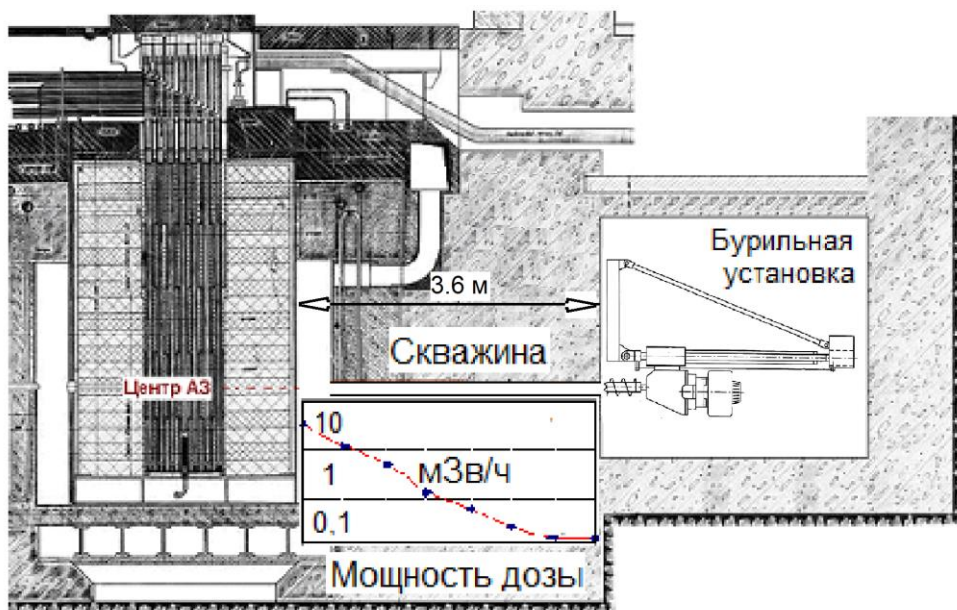


Рисунок 4 - Результаты гамма - каротажа скважины в биологической защите реактора РФТ

Мощность дозы в пространстве между корпусом реактора и биологической защитой реактора достигала 32 мЗв/час.

Обследование графитовой кладки реактора РФТ.

Обследование графитовой кладки реактора РФТ включало в себя видеосъемку, гамма-каротаж всех каналов и спектрометрию с оценкой распределения активности по глубине.

По результатам видеообследования было установлено, что в районе активной зоны графитовые втулки рабочих каналов в большинстве случаев разрушены.

Спектрометрическое исследование показало, что гамма-излучение в графитовой кладке обусловлено ^{137}Cs . Мощность дозы имела максимальные значения в районе активной зоны и достигала 2,0 Зв/ч. Распределение максимальных значений МЭД в районе активной зоны приведено на Рисунке 5.

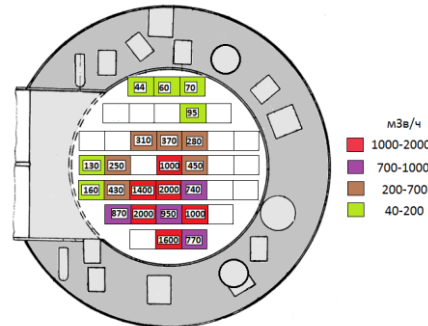


Рисунок 5 - Распределение максимальных значений мощностей доз гамма-излучения в графитовой кладке в районе расположения активной зоны

Для оценки активности ^{137}Cs , находящегося в графитовой кладке, были выполнены расчеты для объёмных цилиндрических источников по программе MicroShield (версия 8.03). Результаты расчетов показали, что суммарная активность ^{137}Cs в кладке реактора РФТ составляет $\sim 2 \cdot 10^{12}$ Бк. Зона максимального загрязнения графитовой кладки приходится на ячейки, в одной из которых произошла разгерметизация канала, сопровождавшаяся выходом продуктов деления в графитовую кладку.

Результаты работ, представленных в **Главе 2** стали информационной основой для разработки проекта вывода из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ.

В **Главе 3** рассмотрены факторы, влияющие на выполнение работ по выводу из эксплуатации ИЯР на примере исследовательских реакторов МР и РФТ. Предложены методы проведения радиационно-опасных работ, в том числе разработаны методы обращения с ОЯТ, критерии выбора технологий и инструментальных средств для проведения демонтажных работ, включающие использование дистанционно-управляемых механизмов, технических средств для резки оборудования, для снижения объёмной активности аэрозолей в воздухе и применения локальной вентиляции. В результате выполнена разработка и верификация методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности.

В **разделе 3.1** определены основные факторы, подлежащие учету при подготовке к выполнению радиационно-опасных работ.

Результаты радиационного обследования показали, что активность отложений на внутренних поверхностях технологического оборудования реактора МР определяется радионуклидами ^{137}Cs , ^{90}Sr (в петлевой установке со свинцово-висмутовым теплоносителем присутствовали также нуклиды $^{210\text{m}}\text{Bi}$ и ^{210}Po), для которых МЗА составляет 10^4 Бк, и ^{60}Co , для которого МЗА равна 10^5 Бк. Все эти радионуклиды относятся к группе Б радиационной опасности.

Работы, связанные с демонтажом, фрагментацией и упаковкой демонтируемого оборудования в контейнеры, являются работами с открытыми радиоактивными веществами.

Наличие на рабочем месте одного из вышеуказанных радионуклидов в количестве более 10^9 Бк, а по ^{60}Co – 10^{10} Бк, относит их к первому классу работ.

Особенности исследовательских ядерных реакторов, оказывающие влияние на планирование и выполнение демонтажных работ, заключаются в:

- наличия высоких радиационных полей в помещениях вследствие загрязненности систем и оборудования радионуклидами;
- необходимости производства демонтажных работ на ограниченном пространстве помещений, насыщенных разнообразным загрязненным оборудованием;
- необходимости демонтажа и фрагментации на месте массогабаритных систем и оборудования перед их удалением из помещений и транспортированием;
- необходимости удаления демонтируемого оборудования из подвальных помещений через небольшие транспортные люки, расположенные в перекрытиях помещений на уровне земли.

Следует также учитывать, что многие исследовательские установки расположены вблизи городской жилой застройки и интенсивных транспортных грузопассажирских потоков, что накладывает повышенные требования на организацию и выполнение работ по выводу из эксплуатации с обеспечением радиационной и экологической безопасности населения.

Раздел 3.2 посвящен вопросам формирования методологии, обеспечивающей радиационную безопасность при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов.

На основе анализа методов обращения с ОЯТ предложены технологии, существенно снижающие дозовую нагрузку на персонал, выполняющий работы по обращению с отработавшим топливом, в частности, технология загрузки ОТВС с ОЯТ в транспортно-упаковочные комплекты в бассейне с водой. Описан разработанный метод идентификации топлива в некондиционных упаковках по пикам характеристического излучения урана в области около 100 кэВ в спектре гамма-излучения пены.

При выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов технически и технологически наиболее сложными являются дезактивационные и демонтажные работы, поэтому от обоснованности и эффективности технологических и технических средств, выбранных для их проведения, во многом зависят их безопасность и суммарные затраты.

В разделе показано, что выбор технологического оснащения для всех видов работ по выводу из эксплуатации должен осуществляться с учетом всех условий их проведения - особенностей компоновки, геометрии и свойств материалов демонтируемого или фрагментируемого оборудования. При этом главными требованиями к выбору технологического оснащения являются: обеспечение минимального радиационного облучения персонала и загрязнения окружающей среды, его промышленное внедрение, доступность и приемлемая стоимость на рынке, простота и удобство применения.

Дано обоснование необходимости применения дистанционно-управляемых механизмов. Среди основных факторов - наличие полей с высокими уровнями радиации и жесткие требования нормативных документов к величине индивидуальных дозовых нагрузок персонала, занятого на этих работах. Применение ДУМ дает существенный выигрыш как в увеличении производительности и энерговооруженности труда, так и при выполнении работ в зонах с высоким уровнем мощности эквивалентных доз. Это позволяет снизить время нахождения персонала в радиационно-опасных условиях.

Оснащение ДУМ диагностическими системами увеличивает надежность и достоверность результата измерений.

Опыт работ по ликвидации временных хранилищ РАО позволил сформулировать требования к дистанционно-управляемым механизмам, которые целесообразно применять при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок. Эти средства:

- должны иметь длительный ресурс работы, надежное исполнение и существенный период наработки на отказ;
- должны иметь модификации по габаритам и мощности, позволяющие использовать их в различных условиях работы, быть достаточно энерговооруженными, иметь нагрузку на исполнительном механизме 1000-3000 кг;
- должны иметь широкий спектр навесного оборудования и возможность его быстрой дистанционной смены без присутствия персонала в зоне работ;
- должны быть легко дезактивируемы, не иметь скрытых полостей и поверхностей, сорбирующих радиоактивную пыль и аэрозоли;
- должны иметь собственные средства или должны быть предусмотрены дублирующие способы независимого удаления механизмов из зон высоких мощностей доз на случай непредвиденных обстоятельств или остановки основных двигателей.

Выбор метода резки загрязненного радионуклидами оборудования, материалов и конструкций определяется величиной генерации радиоактивных аэрозолей, образуемых при этом, которые характеризуются значениями коэффициентов выхода на единицу длины реза на единицу поверхностной загрязненности объекта, или на единицу площади реза.

Показана необходимость комплексного применения технологий «холодной» резки с технологиями пылеподавления и применением локальной вентиляции.

Для снижения концентрации радиоактивных аэрозолей в воздушной среде помещений и минимизации выхода радиоактивных аэрозолей использовалась система пылеподавления, заключающаяся в безвоздушном пневматическом распылении полимерных составов. Применение технологий дезактивации и нанесения защитных и пылеподавляющих составов показало их высокую эффективность при проведении реабилитационных работ и обращении с радиоактивными отходами. Показано, что при пылеподавлении коэффициент дефляции (подъем аэрозольных частиц в воздух от радиационно загрязненных поверхностей) уменьшается на 3-5 порядков.

Проведен анализ влияния систем вентиляции на концентрацию радиоактивных аэрозолей в воздушной среде помещений. Приведен расчет эффективности локальной вентиляции в зависимости от кратности воздухообмена.

Рассмотрены проблемы обращения с РАО, образующимися в результате демонтажа оборудования. Одной из задач при загрузке РАО в транспортные контейнеры является определение типа контейнера. Описана разработанная технология сортировки и заполнения контейнеров РАО, обеспечивающая, с одной стороны, выполнение норм радиационной безопасности, а с другой стороны, минимизирующая радиационную нагрузку на обслуживающий персонал при выполнении этих работ. Предложен метод выбора транспортного контейнера, основанный на определении отношения активностей ^{60}Co и ^{137}Cs и измерении мощности дозы на определенном расстоянии от перегружаемой порции отходов.

На Рисунке 6 представлена рассчитанная методом Монте-Карло номограмма для определения типа контейнера (КРАД или НЗК) в зависимости от результатов измерения перегружаемой порции отходов.

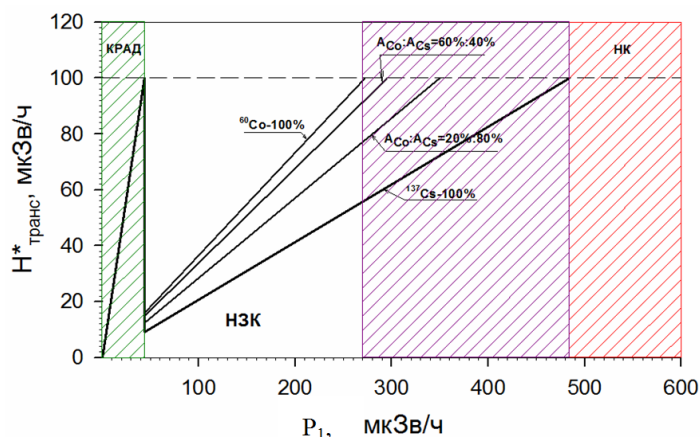


Рисунок 6 - Номограмма для оценки мощности эквивалентной дозы, создаваемой образцом РАО на расстоянии 1 м от поверхности контейнера (P_1 – значение МЭД на расстоянии 1,5 м от образца РАО)

В разделе 3.3 изложена система методического обеспечения радиационно-экологической безопасности.

Показано, как с течением времени изменялись нормативы радиационной защиты персонала. Показано, насколько уровни излучения в технологических помещениях реактора выше нормативных значений.

Рассмотрены вопросы методического обеспечения радиационного контроля, соответствующего как требованиям законодательства об обеспечении единства измерений, ГОСТов, методических указаний, так и разработанному комплексу методик по радиационному контролю при проведении работ по реабилитации и выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ и комплексу методик дистанционной диагностики, согласованных в ЦМИИ ГНМЦ «ВНИИФТРИ».

Схема разработанной системы радиационной защиты персонала и населения представлена на Рисунке 7.



Рис. 7 - Система обеспечения радиационной безопасности населения и персонала

Глава 4 посвящена практической реализации разработанных методов и технических решений при выполнении работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ, как на стадии первоочередных мероприятий по удалению ОЯТ и РАО, накопленных в период

эксплуатации реакторного комплекса, так и при демонтаже оборудования демонтируемых реакторов и обращении с образующимися при этом отходами.

В разделе 4.1 приведен порядок и условия верификации и апробации процессно-целевой методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов для комплекса работ на реакторах МР и РФТ.

Раздел 4.2 содержит примеры и результаты работ, выполненных в составе первоочередных мероприятий по подготовке к выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ, в том числе:

- Рассмотрена технология демонтажа петлевого канала с облученной сборкой петлевой установки ПВМ с Pb-Bi теплоносителем.

Для обеспечения радиационного контроля при выполнении работ использовались средства дистанционной диагностики, установленные на робототехническом средстве «BROKK-180»: «Гаммавизор» – для получения изображения активной части канала, дистанционно управляемый спектрометрический коллимированный детектор гамма-излучения «Гамма-локатор» – для получения спектральных характеристик гамма-излучения, коллимированная дозиметрическая система, совмещенная с видеокамерой - для измерения локальной, по углу коллиматора, МЭД, видеосъемки и видеоконтроля за процессом извлечения канала.

С помощью дистанционно управляемого средства «BROKK-260», оснащенного гидрорезницами, производилась резка горизонтальных участков подводящих и отводящих трубопроводов петлевой установки ПВМ.

Отсоединенный канал был установлен в вентилируемом боксе над люком камеры резки. После установки канала в бокс активная часть канала – нижние 2 метра – находилась в шахте транспортного люка камеры резки, ниже уровня пола реакторного зала (Рисунок 8.).



Рисунок 8 - Технология резки канала со сборкой, установленного над горловиной транспортного люка камеры резки

По результатам спектрометрических исследований, проведенных спектрометром с полупроводниковым детектором и дополнительным коллиматором $d=10$ мм, расположенном на расстоянии 24,5 м, была сделана оценка активности радионуклидов в канале, активность ^{137}Cs составила $\sim 6,5 \cdot 10^{10}$ Бк, а ^{60}Co $\sim 4,5 \cdot 10^{11}$ Бк.

- *Описана разработанная процедура удаления облученных петлевых каналов из бассейна-хранилища и радиоактивных объектов со дна бассейна.*

Для исключения разогрева циркониевых оболочек каналов работы по резке контурного оборудования и фрагментации высокоактивных частей осуществлялись дистанционно, под водой, робототехническими средствами «BROKK-180» и «BROKK-330», оснащенными необходимым навесным оборудованием.

Петлевой канал размещался на специальных кронштейнах стенда под слоем воды и с помощью гидронутиц, которыми оснащен дистанционно-управляемый механизм типа «BROKK», выполнялась его фрагментация (Рисунок 9).



Рисунок 9 - Процесс отделения активной части канала под водой с помощью дистанционно управляемого механизма «BROKK-180»

Результаты радиационного обследования использовались для фрагментации каналов с целью оптимальной упаковки полученных фрагментов в транспортные контейнеры.

Наиболее активные части каналов (1-2 фрагмента длиной ~ 1 м), мощность дозы от которых составляла более 10 мЗв/час (на расстоянии 2,0 м) помещались в пеналы и удалялись в хранилище высокоактивных отходов.

Части каналов, мощности дозы от которых не превышали 10 мЗв/час, упаковывались в бетонные контейнеры с использованием, при необходимости, дополнительной защиты.

Удаление высокоактивных объектов – облученных бериллиевых блоков, фрагментов петлевых каналов, после подъема над зеркалом воды производилось под водяным факелом, который формировался при помощи аппарата высокого давления типа WAGNER, установленного таким образом, чтобы водяной факел был направлен в бассейн. При фрагментации извлекаемых блоков проводилась их обработка локализующими полимерными составами.

По завершении первоочередных мероприятий предварительного этапа, связанных с удалением фрагментов топлива и накопленных радиоактивных отходов, были начаты работы основного этапа вывода из эксплуатации реакторного комплекса.

Раздел 4.3 посвящен вопросам применения разработанных методов демонтажа оборудования реакторов МР и РФТ, обеспечивающих радиационную безопасность персонала, выполняющего эти работы.

Демонтаж оборудования в технологических помещениях реактора МР.

Схема технологических помещений реактора МР представлена на Рисунке 10. Сложность выполнения демонтажных работ в помещениях петлевых установок была обусловлена насыщенностью в них оборудования, наличием крупногабаритного оборудования с массой до 5 тонн, высокими, до 20 мЗв/ч, уровнями гамма-излучения, сложностью маршрутов удаления контейнеров с фрагментами демонтированного оборудования.

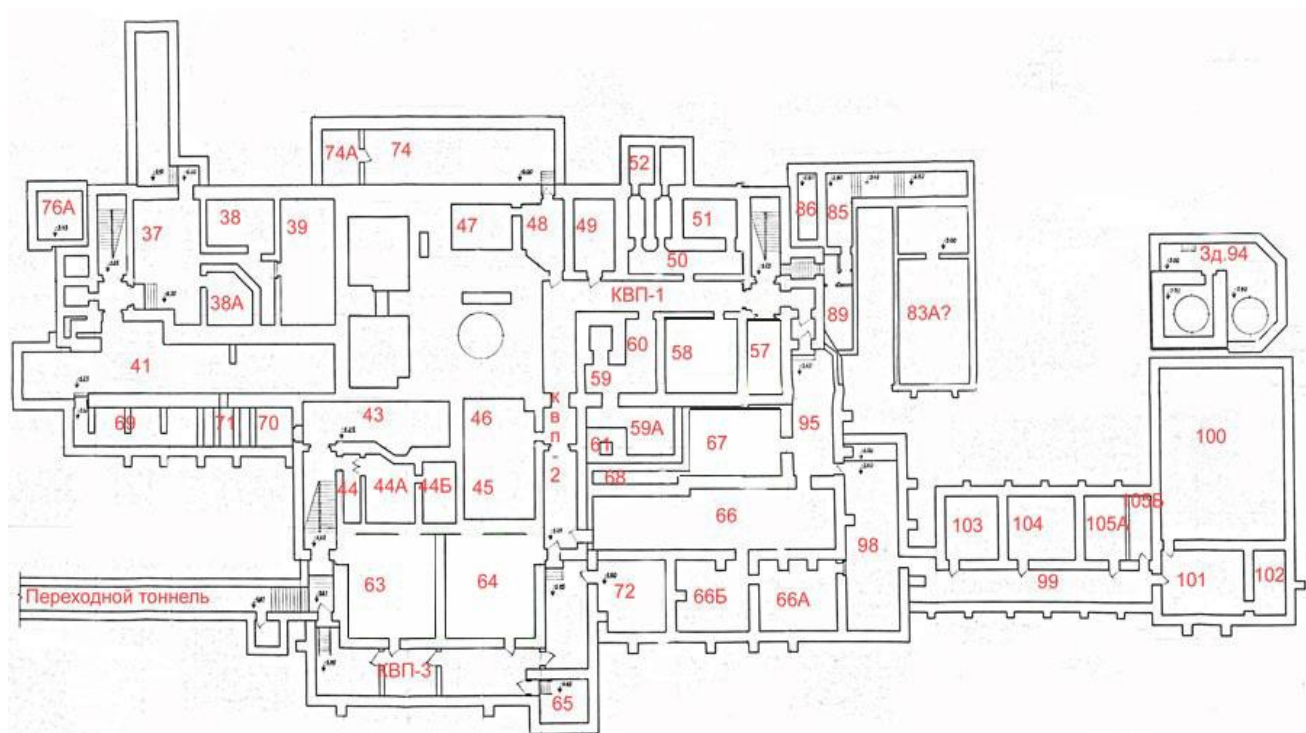


Рисунок 10 - Схема технологических помещений реактора МР

Мощность дозы гамма-излучения в непосредственной близости от загрязненного оборудования превышала допустимые значения на 3-6 порядков. Для снижения дозовых нагрузок на персонал была использована обширная линейка ДУМ от «BROКК-90» до «BROКК-400», что позволяло иметь эффективную энерговооруженность и выполнять широкий набор операций с различными удельными усилиями. Демонтажные работы проводились с помощью многокомпонентной системы видеонаблюдения, которая также монтировалась с применением ДУМ, при этом операторы ДУМ располагались на безопасном удалении от зоны производства работ.

Эффективным способом демонтажа оборудования в технологических подвальных помещениях петлевых установок ПГ, ПОВ и ПВО оказался последовательный демонтаж оборудования, доступного дистанционно-управляемым механизмам «BROКК». Для

проникновения в технологические помещения приходилось организовывать проходы, обеспечивающие доступ указанной выше техники в эти помещения, что предполагало значительный объем строительного-монтажных работ.

Все операции по обращению с РАО выполнялись в помещениях, где расположено демонтируемое оборудование, отходы здесь фрагментировались, упаковывались в контейнеры и удалялись на длительное хранение в специализированное предприятие «Радон».

Для работ по сортировке отходов по уровням активности и выбора транспортных контейнеров были разработаны и использованы технологии фрагментации оборудования с помощью навесного оборудования дистанционно-управляемых механизмов, наведение которых на интенсивные источники гамма-излучения осуществлялось с помощью системы визуализации гамма-изображения «Гаммавизор».

В качестве примера на Рисунке 11 показан вид помещения петлевой установки ПГ до начала и после завершения демонтажных работ.



а) Рисунок 11 - Помещение петлевой установки ПГ
а) – до и б) - после демонтажа оборудования

Демонтаж внутрикорпусных конструкций реактора МР.

Корпус кладки активной зоны реактора представлял собой восьмигранный стакан в виде усеченного конуса, с толщиной стенки 20 мм. Внутри корпуса размещалась графито-бериллиевая кладка реактора, собранная из 216 блоков (76 бериллиевых, 140 графитовых и алюминиевых).

Перед проведением демонтажа внутрикорпусных устройств реактора МР по технологии, аналогичной технологии извлечения канала петлевой установки ПВМ, были удалены стержни системы управления и защиты реактора (СУЗ).

Извлечение радиоактивных бериллиевых и графитовых блоков из бассейна реактора осуществлялось штатным инструментом, контроль дистанционно выполняемых операций и хода измерений радиационных характеристик извлекаемых из бассейна объектов осуществлялись с помощью стационарной видеосистемы, измерительных комплексов «Гамма-Пионер», «Гамма-локатор» и стационарного дозиметра. Для снижения объема средне- и

высокоактивных отходов бериллиевые блоки фрагментировали, отделяя хвостовик из алюминия, имеющий существенно меньшую активность.

После извлечения бериллиевых и графитовых блоков кладки была удалена опорная решетка реактора, представлявшая собой массивную конструкцию, на которой были смонтированы все основные части реактора, затем демонтирован корпус реактора (Рисунок 12) и нижняя опора.



Рисунок 12 - Демонтаж корпуса реактора МР

Демонтаж графитовой кладки реактора РФТ.

После частичного демонтажа и консервации, проведенных в 1962 году, в шахте реактора РФТ остались не демонтированными: корпус реактора, графитовая кладка активной зоны и отражателя, трубопроводы охлаждения кладки и строительные конструкции.

Для обеспечения доступа к графиту была удалена верхняя крышка реактора. Внутреннее пространство крышки было залито свинцом, вес крышки составлял 27 тонн. По всей длине окружности корпуса крышка была приварена сплошным швом к корпусу реактора. После удаления крышки над вскрытой графитовой кладкой была смонтирована съемная биологическая защита из стальных плит.

Обследование состояния графитовых блоков перед демонтажем кладки показало, что в районе активной зоны большая часть графитовых втулок рабочих каналов разрушены. Зона максимального загрязнения графитовой кладки приходилась на ячейки, в которых в процессе эксплуатации реактора происходила температурная разгерметизация ТВЭЛов. Измерения удельной активности ^{14}C дали значения ориентировочно на 4-5 порядков меньшие, чем

соответствующие значения для удельной активности ^{137}Cs . Отмеченные выше соотношения удельных активностей ^{14}C и ^{137}Cs отражают тот факт, что графитовые блоки заменялись в процессе эксплуатации реактора. Срок эксплуатации исследовательского реактора РФТ (около 10 лет) был существенно меньше сроков эксплуатации промышленных реакторов (30 и более лет), что привело к значительным отличиям характера загрязнения его графитовой кладки по сравнению с загрязнением графита в промышленных реакторах. Эти различия определили различия проектных решений вывода из эксплуатации ПУГР и исследовательского реактора РФТ.

Выгрузка графита также проводилась с применением дистанционно-управляемых механизмов «BROKK» (Рисунок 13.).



Рисунок 13 - Выгрузка графитовой кладки из реактора РФТ

Перед началом выгрузки мощность дозы на поверхности графитовых блоков находилась в диапазоне 30-50 мкЗв/ч. По мере выгрузки блоков мощность дозы увеличивалась и достигала на срезе шахты – 20 мЗв/ч, на дне шахты – до 70 мЗв/ч. После выгрузки графитовых блоков и зачистки дна шахты мощность дозы на срезе снизилась до 5–7 мЗв/ч, на дне – до 40 мЗв/ч.

Общий вес графита в кладке составил 34 тонны.

Приведены результаты радиационного обследования шахты реактора, которое включало измерение мощность дозы в шахте и определение состава радионуклидов по глубине. Спектрометрические исследования показали, что активность гамма-излучения обусловлена нуклидами ^{137}Cs и ^{60}Co . Результаты радиационного обследования приведены на Рисунке 14.

Фрагментация корпуса реактора проводилась с использованием плазменного резака, смонтированного в специальной каретке.

После демонтажа корпуса радиационная МЭД на срезе шахты составляла до 2 мЗв/ч, на дне – до 3 мЗв/ч. Рисунок 14 показывает, что после демонтажа корпуса реактора мощность дозы, измеренная по глубине шахты, снизилась практически на порядок.

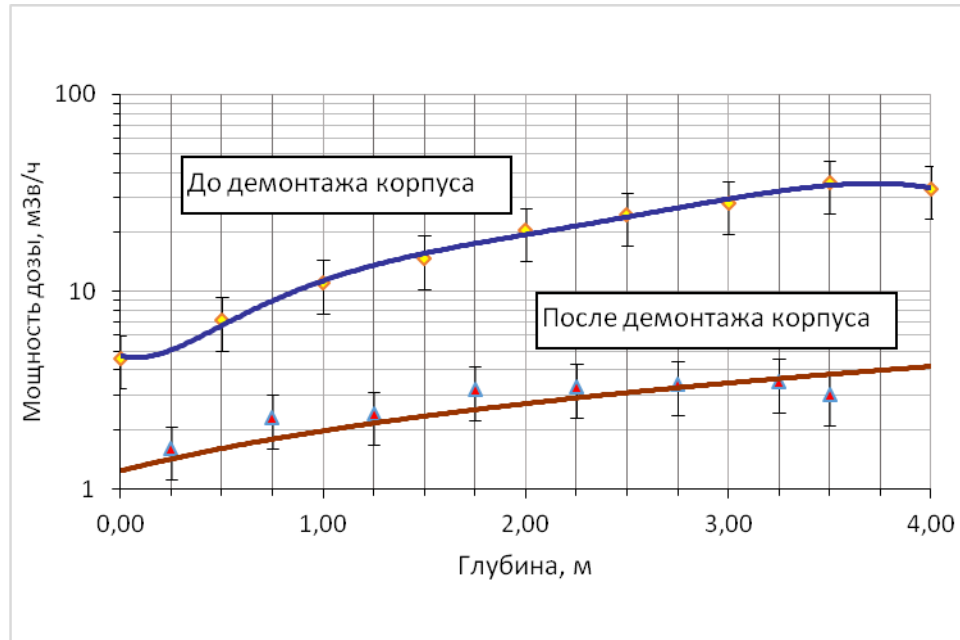


Рисунок 14 - Изменение МЭД по глубине шахты реактора РФТ.

В разделе 4.4 рассмотрен комплекс вопросов, связанных с обращением с радиоактивными отходами, образующимися при демонтажных и дезактивационных работах. Определены проблемы перемещения по территории реакторного комплекса загруженных РАО транспортных контейнеров, связанные с близостью границы санитарно-защитной зоны и зданий массовой жилой застройки к зоне производства работ. Дан алгоритм организации логистики РАО, обеспечивающий экологическую безопасность населения. Приведена структура системы выходного контроля РАО.

В Главе 5 приведены основные результаты реализации разработанных методов и технологических решений на всех этапах вывода из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ.

Раздел 5.1 посвящен анализу эффективности мероприятий по радиационной защите персонала и минимизации воздействия на население на различных стадиях работ.

Исходя из того, что состояние радиационной безопасности радиационно-опасного объекта характеризуется значениями индивидуальной и коллективной дозы облучения персонала, рассмотрены данные по результатам облучения персонала до начала демонтажных работ и в период проведения этих работ.

Дозовые нагрузки на персонал в периоды интенсивной эксплуатации реактора МР и работы в режиме окончательного останова представлены на Рисунках 15 и 16.

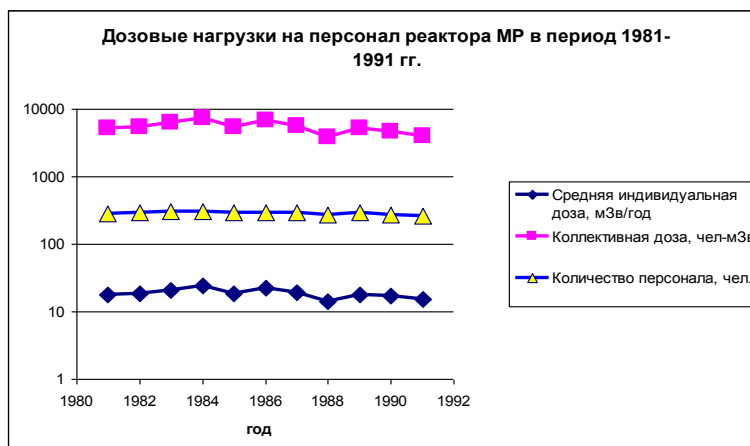


Рисунок 15 - Дозовые нагрузки на персонал в период эксплуатации реактора МР

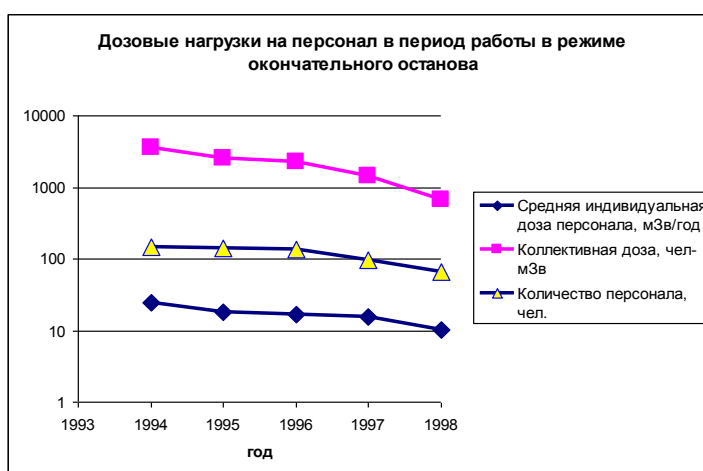


Рисунок 16 - Дозовые нагрузки на персонал реактора МР в режиме окончательного останова

Анализ эффективности мероприятий по радиационной защите персонала, предусмотренных разработанной методологией вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ, был проведен на основе результатов, полученных при выполнении работ.

При проведении радиационно-опасных работ одним из важных показателей эффективности применения мероприятий по радиационной защите персонала является снижение численности персонала, привлекаемого для проведения этих работ и, соответственно, уменьшение коллективной дозы облучения персонала. Мерой эффективности защитных мероприятий может служить кратность снижения дозовых нагрузок (Ксд) за счет принятых защитных мероприятий, то есть отношение дозовых нагрузок в зоне проведения работ, к дозовым нагрузкам в месте нахождения персонала, проводящего работы.

Прогнозируемая численность персонала при отсутствии защитных мероприятий может быть оценена произведением Ксд на численность персонала, выполняющего эти работы при использовании защитных мероприятий. Следует отметить, что данная оценка достаточно консервативна, так как не учитывает различную энерговооруженность труда при использовании дистанционно-управляемых механизмов и без них. Производительность труда, а, следовательно, и время выполнения отдельных операций существенно различаются для персонала, обеспеченного стандартным ручным инструментом, и мощными механизмами.

Оценки эффективности защитных мероприятий при выполнении различных операций представлены в Таблицах 2 и 3.

Таблица 2 - Оценка эффективности защитных мероприятий при резке облученных петлевых каналов

Параметр	Вид выполняемых работ				
	Спектрометрическое обследование канала на отсутствие ОЯТ	Разборка каналов в бассейне-хранилище	Резка каналов. Упаковка средне-активных фрагментов	Резка каналов. Упаковка высоко-активных фрагментов в пеналы	Загрузка пеналов в хранилище ВАО
Мощность дозы в зоне работы ДУМ, мЗв/день	8,2- 22,0	1,2-1,5	4,0-6,0	9,0-19,0	6,0-12,0
Средняя индивидуальная дневная доза, мЗв/день	0,040	0,044	0,041	0,040	0,040
Кратность снижения дозовых нагрузок при использовании защитных мероприятий, Ксд, отн.ед.	205-550	30- 38	100-150	225-470	150-300
Количество персонала выполнявшего работы, человек	3	7	8	7	6
Прогнозируемая численность персонала без использования защитных средств, чел.	600-1600	200- 300	800 - 3000	1500- 3300	900-1800

Из Таблицы 2 следует, что даже на этапе проведения подготовительных работ реализованные защитные мероприятия позволили выполнить работы персоналом, подвергающемся облучению ионизирующим излучением, численностью в 100-1000 меньшим, чем потребовалось бы при отсутствии защитных мероприятий. Аналогичные значения были получены при демонтаже оборудования петлевых установок реактора (Таблица 3).

Как видно из Таблицы 3, коэффициент снижения дозовых нагрузок Ксд имеет максимальные значения при выполнении работ в условиях высоких уровней мощности дозы ионизирующего излучения, в данном случае это работы по обследованию и фрагментации петлевых каналов.

Таблица 3 - Оценка эффективности защитных мероприятий при проведении работ по демонтажу и фрагментации оборудования петлевых установок ПОВ и ПВО

Вид работ	Спектрометрическое обследование канала на отсутствие ОЯТ	Разборка каналов в бассейне-хранилище	Резка каналов. Упаковка среднеактивных фрагментов в транспортный контейнер	Резка каналов. Упаковка высокоактивных фрагментов в пеналы	Загрузка Пеналов в хранилище ВАО
Дневная доза в зоне работ ДУМ, мЗв/день	8,2– 22,0	1,2–1,5	4,0– 6,0	9,0–1,0	1,0–2,0
Максимальная индивидуальная доза, мЗв/день	0,042–0,045	0,040–0,045	0,040–0,045	0,040–0,042	0,038–0,041
Кратность снижения дозовых нагрузок, Ксд	180 – 520	25–35	90–150	210–475	25–50

Динамика снижения дозовых нагрузок и численности персонала в результате применения разработанных методов обеспечения радиационной безопасности представлена на Рисунке 17 на примере трех периодов работы: эксплуатации реактора МР, эксплуатации реактора МР в режиме окончательного останова и при проведении работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ.

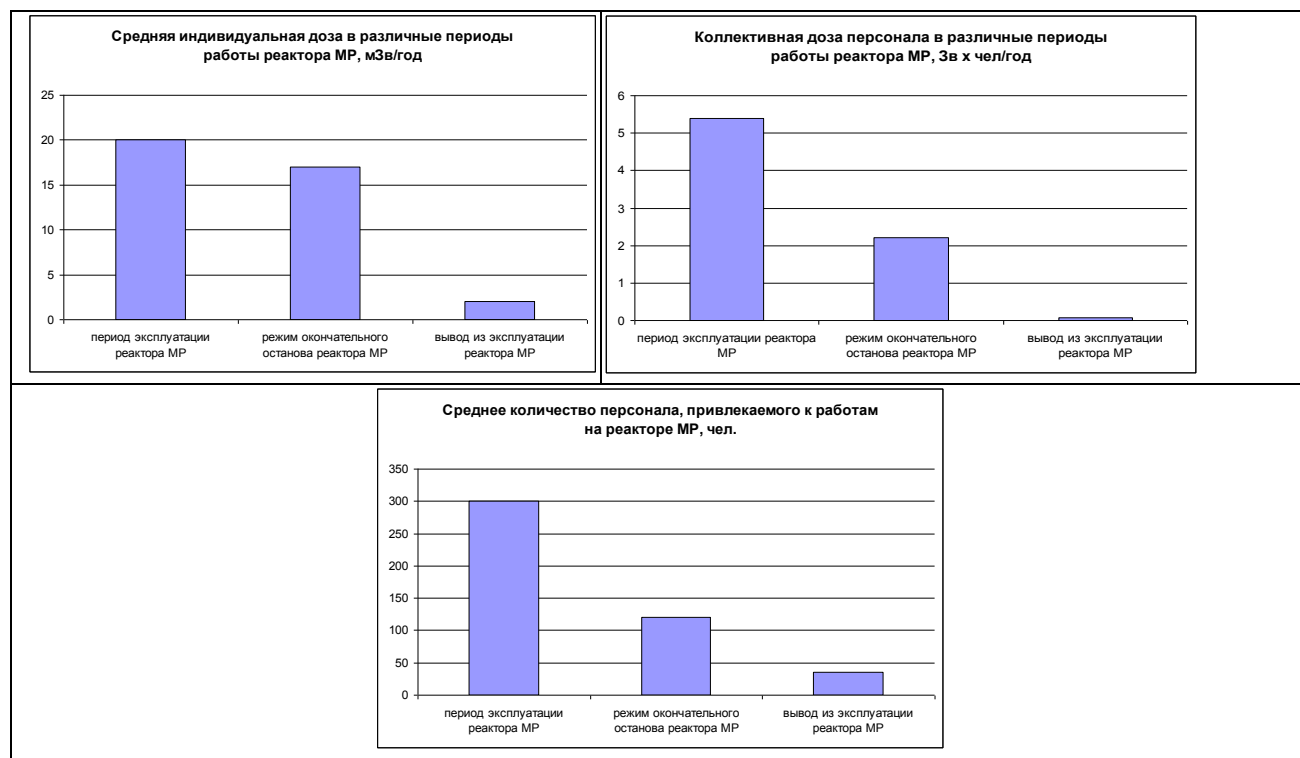


Рисунок 17 - Дозовые нагрузки и количество персонала, привлекаемого к радиационно-опасным работам в разные периоды времени

Из приведенных данных следует, что средняя индивидуальная доза и количество привлеченного к радиационно-опасным работам персонала снижена в 10–8 раз, а коллективная доза снижена почти на два порядка.

В этом разделе диссертационного исследования выполнен анализ результатов данных по облучению персонала за все время выполнения работ по демонтажу оборудования реакторов МР и РФТ, из которого следует вывод, что организация работ по выводу из эксплуатации, применение дистанционных методов диагностики радиационной обстановки, дистанционно управляемых механизмов, систем пылеподавления, постоянный контроль за соблюдением уровней индивидуальных доз, способствовали снижению радиационного воздействия на персонал и окружающую среду. Несмотря на высокие уровни мощности дозы ионизирующего излучения в технологических помещениях и большой объем работ, демонтаж систем реактора МР и его петлевых установок, а также графитовой кладки реактора РФТ удалось выполнить с соблюдением всех дозовых нормативов для персонала и ограниченным числом сотрудников. Статистика доз внешнего облучения персонала за период работ по выводу из эксплуатации приведена в Таблице 4.

Таблица 4 - Дозы внешнего облучения персонала за годы работы по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ

Год	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
Средняя индивидуальная эквивалентная доза, мЗв/год	1,5	1,5	2,0	1,9	2,7	3,5	3,6	3,7	3,8	3,6
Годовая коллективная доза, чел.-мЗв/год	84	84	76	65	97	123	129	134	136	126
Количество персонала, чел.	56	56	38	34	36	35	36	36	36	35

Анализ результатов мероприятий, направленных на минимизацию внутреннего облучения персонала и воздействия на население.

Обращение с РАО, которые образуются в результате проведения демонтажных работ, сопровождается образованием и попаданием в окружающую среду радиоактивных аэрозолей. В разделе рассмотрены методы контроля объемной активности воздуха в технологических помещениях.

Контроль объемной активности воздуха позволял решать следующие задачи:

- обеспечение защиты населения и окружающей среды, недопущение переноса аэрозольной активности за пределы санитарно-защитной зоны в количествах, превышающих контрольные уровни и, соответственно, санитарно-гигиенические нормы НРБ-99/2009, установленные для населения;

- контроль условий труда персонала с целью оценки возможного поступления радионуклидов в организм работающих для дальнейшего планирования и проведения индивидуального контроля внутреннего облучения.

Контролю подлежала объемная активность альфа- бета- и гамма-излучающих радионуклидов в воздухе рабочей зоны в помещениях, на территории, прилегающей к зданиям реактора МР, а также по периметру НИЦ «Курчатовский институт», который совпадает с границей санитарно-защитной зоны.

Для работ по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ были установлены контрольные уровни объемной активности радионуклидов в воздухе технологических помещений, в которых проводятся демонтажные работы (Таблица 5).

Таблица 5 - Контрольные уровни объемной активности радионуклидов в воздухе помещений реакторов МР

Радионуклид	Гигиенические нормативы НРБ-99/2009		Контрольный уровень объемной активности радионуклидов в воздухе помещений, Бк/м ³
	Допустимая средне- годовая объемная активность воздуха для персонала группы А, Бк/м ³	Допустимая средне- годовая объемная активность воздуха для населения, Бк/м ³	
¹³⁷ Cs	1700	27	20
⁹⁰ Sr	330	2,7	1
⁶⁰ Co	280	11	10

Результаты измерения объемной концентрации радиоактивных аэрозолей свидетельствуют, что активность аэрозолей в воздухе технологических помещений при проведении демонтажных работ определялась ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co и ⁹⁰Sr. Фактическая объемная активность ¹³⁷Cs не превышала 5 Бк/м³, ⁶⁰Co - 0,3 Бк/м³, ⁹⁰Sr – 0,3 Бк/м³, что существенно ниже контрольных уровней.

В специализированной организации ежегодно проводилось обследование персонала, участвовавшего в работах по выводу из эксплуатации, на установке СИЧ. В качестве примера приведены данные измерения СИЧ за два года интенсивных демонтажных работ (Таблица 6).

Таблица 6 - Дозы внутреннего облучения персонала в 2011 и 2013 гг.

		2011год	2013год
Средняя индивидуальная эффективная доза, мкЗв/год	¹³⁷ Cs	6,4	8,9
	⁶⁰ Co	3,7	3,0
	⁹⁰ Sr (оценка)	~7,0	~9,0
Коллективная годовая доза, чел.×мкЗв/год	По ¹³⁷ Cs и ⁶⁰ Co	190	220
	С учетом ⁹⁰ Sr (оценка)	~350	~390

Анализ ежегодных измерений спектра излучения человека показал, что доза внутреннего облучения персонала, участвующего в демонтаже оборудования реакторов МР и РФТ, в

зависимости от характера выполняемой работы, находится в диапазоне от 3,31 до 34,16 мкЗв/год, то есть за весь период обследования – с 2008 по 2016 годы не превысила 50 мкЗв/год. Из результатов обследования, приведенных в Таблице 6 следует, что индивидуальные дозы внутреннего облучения в 40-50 раз меньше допустимой годовой дозы для населения и в 400-500 раз меньше допустимого значения для персонала.

Выполнен анализ влияния деятельности по выводу из эксплуатации на окружающую среду. Технологии снижения объемной активности радионуклидов в воздухе, разработанные в период с 2003 по 2006 годы, в течение которого проводились работы по ликвидации временных хранилищ твердых РАО на территории НИЦ «Курчатовский институт», были использованы при работах по подготовке и выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ.

Выбросы радиоактивных веществ в атмосферу являются одной из важнейших характеристик при оценке радиационной обстановки в пределах санитарно-защитной зоны и при расчете дозовой нагрузки на население, проживающее в непосредственной близости от источника выбросов.

Значения контрольных уровней аэрозольной активности атмосферного воздуха по границе санитарно-защитной зоны, совпадающей с периметром территории НИЦ «Курчатовский институт», представлены в Таблице 7.

Таблица 7 - Контрольные уровни аэрозольной активности атмосферного воздуха на границе санитарно-защитной зоны

Радионуклид	Допустимая объемная активность воздуха для населения, Бк/м ³	Контрольный уровень по периметру СЗЗ, Бк/м ³
¹³⁷ Cs	27	0,04
⁹⁰ Sr	2,7	0,03
⁶⁰ Co	11	0,01
Сумма α-активных изотопов U	0,014	0,001
²⁴¹ Am	0,0029	0,001

С целью обоснования предельно допустимого уровня выбросов радиоактивных веществ в атмосферу в результате деятельности НИЦ «Курчатовский институт», в 2017 году был выполнен расчет дозы облучения населения, проживающего вблизи границы санитарно-защитной зоны. При расчете были учтены:

- доза внешнего облучения от радиоактивного облака, которая формируется за счет гамма- и бета-излучения радиоактивных веществ, содержащихся в выбросах;
- доза внешнего облучения от радиоактивного загрязнения поверхности земли, которая формируется за счет оседающих и накапливающихся на поверхности земли радионуклидов, содержащихся в выбросах;
- доза внутреннего облучения по ингаляционному пути, которая формируется за счет радионуклидов, поступивших в организм с вдыхаемым воздухом.

Ожидаемая доза облучения населения от максимальных (за последние пять лет) фактических суммарных выбросов всеми источниками в НИЦ «Курчатовский институт» составила величину $7,2 \times 10^{-6}$ Зв/год (7,2 мкЗв/год), что в 140 раз ниже предела годовой эффективной дозы для населения, установленного в НРБ 99/2009 на уровне 1 мЗв/год. На радионуклиды, содержащиеся в выбросах от производства работ по выводу из эксплуатации МР, приходится менее 1 % вклада в общую дозу.

В Таблице 8 приведены величины среднегодовой объемной активности радионуклидов в воздухе санитарно-защитной зоны.

Таблица 8 - Среднегодовая объемная активность радионуклидов в воздухе санитарно-защитной зоны

Радионуклид	Объемная активность радионуклидов			
	Средняя		Максимальная	
	Бк/ м ³	в ед. ДОА _{нас}	Бк/ м ³	в ед. ДОА _{нас}
⁴⁰ K	$2,8 \times 10^{-5}$	$9,1 \times 10^{-7}$	$3,6 \times 10^{-5}$	$1,2 \times 10^{-7}$
¹³⁷ Cs	$1,2 \times 10^{-4}$	$4,4 \times 10^{-6}$	$1,9 \times 10^{-4}$	$7,2 \times 10^{-6}$
¹³¹ I	$1,0 \times 10^{-5}$	$1,4 \times 10^{-6}$	$2,6 \times 10^{-5}$	$3,5 \times 10^{-6}$
⁷ Be	$3,7 \times 10^{-3}$	$1,8 \times 10^{-6}$	$6,6 \times 10^{-3}$	$3,3 \times 10^{-6}$
⁶⁰ Co	$5,5 \times 10^{-6}$	$5,0 \times 10^{-7}$	$9,3 \times 10^{-6}$	$8,4 \times 10^{-7}$

Приведенные данные по содержанию радионуклидов в атмосферном воздухе получены на основании анализов фильтров, которые экспонируются в непрерывном режиме на ФВУ "Тайфун", расположенной в северо-западной части территории предприятия по направлению преобладающих ветров.

В Таблице 9 приведены годовые выбросы радионуклидов через трубу спецвентиляции реакторного комплекса МР (здание №37/1) в атмосферный воздух.

Таблица 9 - Годовые выбросы радионуклидов через трубу спецвентиляции реакторного комплекса МР

Радионуклид	ДВ, Бк/год	Выбросы радионуклидов по годам, Бк/год										
		2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017
⁶⁰ Co	$1,0 \times 10^8$	-	$6,0 \times 10^5$	$3,7 \times 10^4$	$4,8 \times 10^4$	$1,8 \times 10^4$	$4,9 \times 10^3$	$1,1 \times 10^4$	$1,9 \times 10^4$	$1,3 \times 10^6$	$6,6 \times 10^4$	$4,3 \times 10^4$
¹³⁷ Cs	$1,0 \times 10^9$	$5,3 \times 10^4$	$1,3 \times 10^6$	$2,8 \times 10^6$	$1,1 \times 10^6$	$1,3 \times 10^6$	$1,6 \times 10^5$	$3,9 \times 10^5$	$5,5 \times 10^5$	$6,8 \times 10^6$	$1,2 \times 10^7$	$2,9 \times 10^6$

Многолетний мониторинг выбросов радиоактивных веществ в атмосферу при работе по выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ показывает, что величина фактических выбросов

радиоактивных веществ находится на несколько порядков ниже нормативов ПДВ, утвержденных Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору.

Контрольный уровень мощности дозы гамма-излучения по внешнему периметру санитарно-защитной зоны (СЗЗ) в сумме с природным фоном составляет в настоящее время 0,2 мкЗв/ч.

Контроль на границе СЗЗ показывает, что среднегодовая объемная активность атмосферного воздуха на 2–3 порядка ниже нормативов для населения, мощность дозы гамма-излучения по периметру территории составляет не более 0,15 мкЗв/ч в сумме с природным фоном.

Раздел 5.2 посвящен вопросам верификации расчетных оценок воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Для персонала, выполняющего радиационно-опасные работы, эти операции связаны с риском возникновения вредных для здоровья последствий. Общее понятие риска при его математической формализации должно включать два четко различимых компонента: частоту нежелательного события и последствия.

С точки зрения последствий радиационного воздействия, преобладающим является возникновение злокачественных новообразований. Мерой же радиационного воздействия на организм, согласно общепринятой беспороговой теории зависимости риска стохастических эффектов, является доза, при этом величина риска пропорциональна дозе излучения и связана с дозой через линейные коэффициенты радиационного риска.

При обосновании защиты от источников потенциального облучения в течение года принимаются следующие граничные значения обобщенного риска:

- для персонала – $2,0 \times 10^{-4}$, год⁻¹;
- для населения – $1,0 \times 10^{-5}$, год⁻¹.

Указанные граничные значения доз облучения необходимо не только соблюдать при определении контрольных уровней при планировании вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, но принимать во внимание еще на стадии разработки проекта вывода из эксплуатации для оценки затрат на обеспечение радиационной безопасности этих работ.

Для обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации необходимо руководствоваться принципами нормирования, обоснования и оптимизации. Затраты на мероприятия по радиационной защите персонала при реализации принципа оптимизации при проектировании вывода из эксплуатации исследовательских реакторов обосновываются необходимостью поддержания на возможном низком и достижимом уровне, с учетом экономических и социальных факторов, индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при выполнении радиационно-опасных работ. Оптимизация мероприятий по радиационной защите обеспечивается согласием платить за них при условии, что риск для персонала, а, следовательно, коллективная доза персонала (в виду линейной зависимости риска от дозы) достигает приемлемого уровня за счет применения этих мероприятий.

Эффективность проектных решений радиационной защиты персонала и населения при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов МР и РФТ требовала оценки. Например, для обоснования и оценки эффективности использования дистанционно-управляемых механизмов при выводе из эксплуатации, которая определяется численностью

используемого персонала с применением ДУМ и без них, были выполнены расчеты усредненных кратностей снижения дозовых нагрузок при использовании защитных мероприятий при демонтаже оборудования в помещениях петлевых установок реактора МР.

Расчеты учитывали длительность и последовательность выполняемых операций в каждом конкретном помещении, как подготовительных, связанных с монтажом (демонтажом) видеосистем, подготовкой оборудования и механизмов, так и непосредственно демонтажных работ. Результаты расчетов представлены на Рисунке 18.

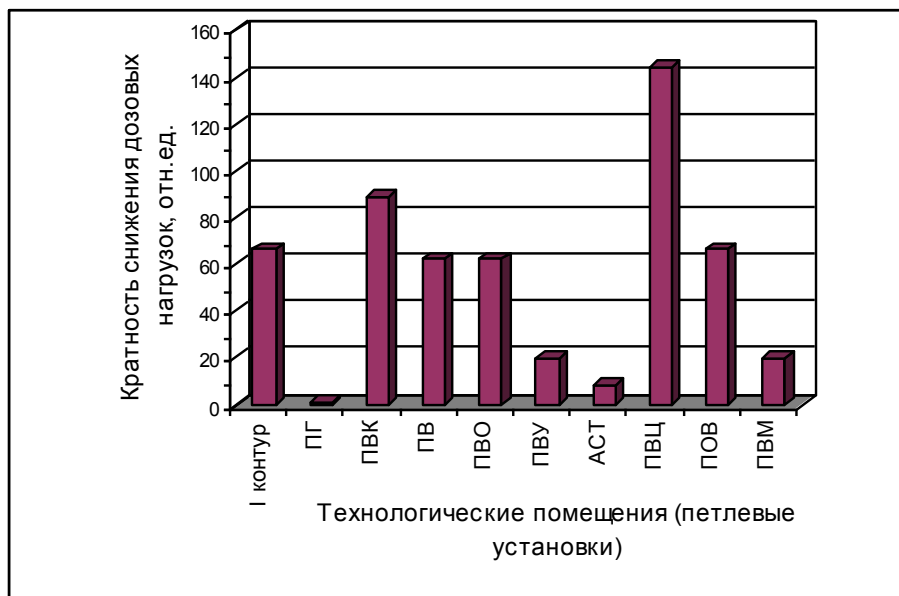


Рисунок 18 - Эффективность защитных мероприятий в различных технологических помещениях реактора

Расчеты показали, что дозовые нагрузки в зоне нахождения персонала при проведении работ были снижены более чем на два порядка, что позволило провести демонтажные работы минимальным количеством персонала (~40 чел.) с обеспечением их радиационной безопасности.

Для обоснования расходов на радиационную защиту при реализации принципа оптимизации принимается, что облучение в коллективной эффективной дозе в 1 чел.-Зв приводит к потенциальному ущербу, равному потере примерно 1 чел.-года жизни населения. Величина денежного эквивалента потери 1 чел.-года жизни устанавливается отдельными документами федерального уровня в размере не менее 1 годового душевого национального дохода.

Мерой эффективности применения мероприятий по радиационной защите персонала может служить годовая коллективная предотвращенная доза. Коллективная предотвращенная доза оценивалась из результатов измерений мощности дозы облучения и результатов измерений объемной активности в зоне работ дистанционно-управляемых механизмов и значений этих параметров в местах расположения персонала, управляющего этими механизмами. Следует отметить, что данная оценка чрезвычайно консервативна, так как не учитывает различную энерговооруженность труда при использовании дистанционно-управляемых механизмов и без них. Ясно, что производительность труда, а, следовательно, и время выполнения отдельных операций существенно различаются для персонала, обеспеченного стандартным ручным

инструментом, и мощными механизмами. Оценки дневной предотвращенной индивидуальной дозы при обращении с облученными каналами петлевых установок представлены в Таблице 2.

Количество персонала, принимавшего участие в данных операциях - 6-7 человек, средняя дневная предотвращенная доза отдельного работника составляет около 9 мЗв/день. Принимая во внимание, что работы по демонтажу установок и удалению каналов продолжались около года, можно оценить годовую коллективную предотвращенную дозу внешнего облучения значением в 12 Зв/год.

Для внутреннего облучения хорошей оценкой годовой коллективной предотвращенной дозой внутреннего облучения служит величина 6 Зв/год. Усредненная величина коэффициента радиационного риска, используемая для установления пределов доз персонала и населения, принята равной $0,05 \text{ Зв}^{-1}$. Это означает, что, если бы не была применена предложенная методология вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности, коллективная доза персонала составила бы величину, при которой риск возникновения онкологических последствий составил бы 1. За пять лет работ потери могли бы составить пять человек, а суммарные потери составили бы 100 чел.-лет.

С учетом квалификации персонала, мультипликативного эффекта и годового душевого национального дохода суммарные денежные потери могли бы превысить 300 миллионов рублей. Данные рассуждения являются разумным обоснованием экономической эффективности защитных мероприятий, предусмотренных при проектировании работ по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ. Стоит отметить, что это нижние оценки стоимости потерь. Стоимость жизни в зарубежных странах достигает 4-5 миллионов долларов, т.е. оценки потерь для этих стран превышают приведенные оценки в 5 и более раз.

В разделе Заключение подведены итоги многолетней работы по разработке методологии вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов и ее практической реализации на примере вывода из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ.

Проведенное диссертационное исследование позволило сформулировать следующие **основные выводы** диссертационного исследования:

- разработана и практически применена методология вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, основанная на принципах обеспечения радиационной безопасности;
- впервые предложены методы совместного применения дистанционно-управляемых механизмов и средств дистанционной радиационной диагностики и проведена их проверка при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов;
- выполнено с помощью дистанционно-управляемых механизмов и средств дистанционной радиационной диагностики радиационное обследование оборудования, конструкций и помещений исследовательских реакторов МР и РФТ, результаты которого были использованы при разработке проекта вывода этих реакторов из эксплуатации;
- предложены и практически реализованы методы и технологии демонтажа высокоактивного технологического оборудования, в частности, петлевых установок реактора МР с использованием дистанционно-управляемых механизмов;
- разработаны, созданы и практически использованы стенды для идентификации, оценки активности и фрагментации высокоактивных конструкций и оборудования реакторов МР и РФТ, в том числе содержащих отработавшее ядерное топливо;

- выбраны научно обоснованные технологии извлечения, сортировки, фрагментации высокоактивных отходов с помощью дистанционно-управляемых механизмов и разработанных средств дистанционной диагностики;

- собран большой фактический материал, подтверждающий высокую эффективность предложенной методологии и разработанных технологий.

Основной практический результат работы состоит в том, что созданная методология и ее практическая реализация на примере вывода из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ применима для любых исследовательских реакторов и предлагаемые методы, технологии и технические средства позволяют решать задачи вывода их из эксплуатации с обеспечением безопасности персонала, населения и окружающей среды.

Основные положения диссертации опубликованы в следующих работах:

1. Пономарев-Степной Н.Н., Волков В.Г., Семенов С.Г., Шиша А.Д., Зверков Ю.А., Колтышев С.М., Тер-Мартirosова Е.А. Реабилитация объектов и территории «Курчатовского института»: первые итоги. – М.: Барьер безопасности, изд-во «Радон-Пресс», № 10, 2002, стр.10-11.

2. Волков В.Г., Быковская Л.И., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д., Симановская И.Я. Применение технологий пылеподавления и предотвращения распространения радиоактивных аэрозолей при проведении работ по реабилитации в РНЦ «Курчатовский институт», АНРИ (Аппаратура и Новости Радиационных Измерений) №4 (39), 2004, стр. 59-66.

3. Chesnokov A.V., Gorodetsky G.G., Ivanov O.P., Lemus A.V., Semienov S.G., Shisha A.D., Volkov V.G., Zverkov Yu.A. Radioactive waste management technologies used in rehabilitation of radioactively contaminated facilities and areas at the RRC “Kurchatov institute” site. International Journal Nuclear Science and Technology, V. 2, N1/2, 2006, p. 127-143.

4. Велихов Е.П., Пономарев-Степной Н.Н., Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колтышев С.М., Музрукова В.Д., Семенов С.Г., Степанов В.Е., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Реабилитация радиационно загрязненных объектов и территорий РНЦ «Курчатовский институт», Атомная энергия, т.102, вып.5, сентябрь 2007.

5. Пономарев-Степной Н.Н., Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колтышев С.М., Семенов С.Г., Степанов В.Е., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Обследование и подготовка к ликвидации старых хранилищ радиоактивных отходов в РНЦ «Курчатовский институт», Атомная энергия, т. 102, вып. 6, июнь 2007, стр. 374-377

6. Пономарев-Степной Н.Н., Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колтышев С.М., Лемус А.В., Семенов С.Г., Степанов В.Е., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Извлечение радиоактивных отходов и ликвидация старых хранилищ в РНЦ «Курчатовский институт», Атомная энергия, т. 103, вып. 2, август 2007, стр. 129-133.

7. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колтышев С.М., Семенов С.Г., Степанов В.Е., Шиша А.Д. Дезактивация радиоактивно загрязненного грунта в РНЦ «Курчатовский институт», Атомная энергия, т. 103, вып. 6, декабрь 2007, стр. 381-387.

8. Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Контроль объемной активности нуклидов в воздухе при реабилитации площадки старых хранилищ РНЦ «Курчатовский институт», Атомная энергия, т. 104, вып. 1, январь 2008, стр. 37-43.

9. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Колядин В.И., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Павленко

В.И., Семенов С.Г., Фадин С.Ю., Шиша А.Д. Подготовка к выводу из эксплуатации исследовательского реактора МР в РНЦ «Курчатовский институт», Атомная энергия, т. 104, вып. 5, май 2008, стр. 259-264.

10. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Лемус А.В., Семенов С.Г., Степанов В.Е., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Ликвидация труднодоступного хранилища высокоактивных отходов РНЦ «Курчатовский институт», Атомная энергия, т. 105, вып. 3, сентябрь 2008, стр. 164-169.

11. Volkov V.G., Chesnokov A.V., Ivanov O.P., Kolyadin V.I., Lemus A.V., Pavlenko V.I., Semenov S.G., Shisha A.D., Zverkov Yu. A. Program of Decommissioning for MR Research Reactor in the Kurchatov Institute, *Revue Generale Nucleaire*, N6, November-December, 2008, p. 74-80.

12. Волков В.Г., Волкович А.Г., Гизай М.В., Зверков Ю.А., Ким И.Б., Крахоткин А.С., Павленко В.И., Семенов С.Г., Смирнов С.В., Чесноков А.В. Радиационное обследование радиоактивно загрязненных объектов и территорий Кирово-Чепецкого химического комбината, Тематический сборник «Ядерная и радиационная безопасность России», вып. 4, часть 3, Москва, 2008, стр. 17-36.

13. Волков В.Г., Дроздов А.А., Евстигнеев В.П., Зверков Ю.А., Колтышев С.М., Музрукова В.Д., Самарин Е.Н., Семенов С.Г., Фадин С.Ю., Шиша А.Д., Яшин А.Ф., Обращение с отработавшим ядерным топливом исследовательских реакторов РНЦ «Курчатовский институт», Атомная энергия, т. 106, вып. 2, февраль 2009, стр. 99–105.

14. Волков В.Г., Волкович А.Г., Данилович А.С., Дроздов А.А., Евстигнеев В.П., Зверков Ю.А., Музрукова В.Д., Потапов В.Н., Романов В.И., Семенов С.Г., Шиша А.Д. Подготовка и вывоз на переработку отработавшего ядерного топлива ВВР-2 и ОР РНЦ «Курчатовский институт», Атомная энергия, т. 106, вып. 4, апрель 2009, стр. 201–209.

15. Chesnokov A.V., Volkov V.G., Ivanov O.P., Lemus A.V., Semienov S.G., Stepanov V.E., Shisha A.D., Zverkov Yu.A., Remediation of the High-level Radwaste Repositories at Russian Research Center “Kurchatov Institute”, –*Radioprotection*, v. 44, n°5, (2009), p. 971–975.

16. Зверков Ю.А., Семенов С.Г., Шиша А.Д. Основные принципы организации, выбора стратегии и технологий реабилитации радиационно-загрязненных объектов, – Атомная энергия, 2009, т.107, вып. 1, с. 46–54.

17. Арустамов А.Э., Васендин Д.Р., Веселов Е.И., Волков В.Г., Волкович А.Г., Иванов О.П., Павленко В.И., Потапов В.Н., Семенов С.Г., Чесноков А.В. Радиационное обследование радиоактивных объектов Кирово-Чепецкого химического комбината, Атомная энергия, т. 107, вып. 2, август 2009, стр. 75–81.

18. Волков В.Г., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Колядин В.И., Павленко В.И., Семенов С.Г., Чесноков А.В. Подготовка к выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ, Безопасность окружающей среды, №4, 2010, стр. 56-59.

19. Волков В.Г., Данилович А.С., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колтышев С.М., Лемус А.В., Потапов В.Н., Семенов С.Г., Степанов В.Е., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Опыт очистки радиоактивного грунта на территории НИЦ «Курчатовский институт». Атомная энергия, т.110, вып.2, февраль 2011, стр. 106-112.

20. Арустамов А.Э., Васенин Д.Р., Волков В.Г., Павленко В.И., Семенов С.Г., Чесноков А.В. Вывод из эксплуатации реакторов МР и РФТ. Безопасность окружающей среды, №3, 2011, с. 62-65.

21. Волкович А.Г., Дроздов А.А., Евстигнеев В.П., Зверков Ю.А., Колядин В.И., Потапов В.Н., Романов В.И., Самарин Е.Н., Семенов С.Г., Смирнов С.В., Фадин С.Ю., Шиша А.Д., Яницкий Г.К. Технологии подготовки и вывоза на переработку отработавшего ядерного

топлива исследовательских реакторов Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», препринт НИЦ «Курчатовский институт», ИАЭ-6664/3, 2011, С. 70.

22. Семенов С.Г. Использование робототехники при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов. – Безопасность ядерных технологий и окружающей среды, №2, 2012, стр. 116-119.

23. Волков В.Г., Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г., Смирнов С.В., Степанов В.Е., Фадин С.Ю., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Применение дистанционно управляемых механизмов с целью снижения радиационного воздействия на персонал. –Атомная энергия, 2012, т.113, вып. 5, с. 285-289.

24. Волков В.Г., Герасов А.В., Гончаров Л.А., Дроздов А.А., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г., Фадин С.Ю., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Оптимизация системы радиационной защиты персонала при проведении работ по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ в НИЦ «Курчатовский институт», -АНРИ, 2013, 1 (72), стр. 48-52

25. Семенов С.Г., Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колядин В.И., Музрукова В.Д., Павленко В.И., Фадин С.Ю., Шиша А.Д., Чесноков А.В. Радиационная защита при выводе из эксплуатации исследовательских материаловедческих реакторов МР и РФТ НИЦ «Курчатовский институт», -Атомная энергия, 2013, т.115, вып.2, стр. 104-110.

26. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колядин В.И., Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г., Фадин С.Ю., Шиша А.Д., Чесноков А.В. Методы обращения с высокоактивными отходами при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ, -Атомная энергия, 2013, т.115, вып.5, стр. 271-275.

27. Дроздов А.А., Евстигнеев В.П., Иванов О.П., Лемус А.В., Семенов С.Г., Фадин С.Ю., Чесноков А.В., Яницкий Г.К. Методы и практика подготовки ОЯТ исследовательских реакторов НИЦ «Курчатовский институт» к отправке на переработку, -Вопросы атомной науки и техники, серия Материаловедение и новые материалы, 2014, выпуск 3(78), стр. 52-62.

28. Иванов О.П., Павленко В.И., Семенов С.Г., Чесноков А.В. «Проблемы ядерного наследия и пути их решения», монография, ТЗ, Разделы 3.3 и 4.5, 2015, ОАО «ЭНЕРГОПРОМАНАЛИТИКА», 316 С.

29. Chesnokov A. V., Ivanov O. P., Kolyadin V. I., Lemus A. V., Pavlenko V. I., Semenov S. G., Fadin S. Yu., and A. D. Shisha, Dismantling of MR-reactor in-vessel setups, Atomic Energy, Vol. 119, No. 1, November, 2015 (Russian Original Vol. 119, No. 7, July, 2015), p. 58-63.

Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Павленко В.И., Семенов., С.Г., Фадин С.Ю., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Демонтаж оборудования реактора МР, - Атомная энергия, 2015, т.119, вып.1, стр. 50-55.

30. Крамаренко Л.А., Семенов С.Г., Чесноков А.В. Анализ критериев оптимизации мероприятий по радиационной защите персонала при выводе из эксплуатации исследовательского реактора МР, Проблемы анализа риска, 2016, т.13, №2, с.72-79.

31. Волкович А.Г., Иванов О.П., Лемус А.В., Павленко В.И., Семенов С.Г., Смирнский Ю.Н., Смирнов С.В., Степанов А.В., Степанов В.Е., Чесноков А.В. Особенности демонтажа внутри корпусных конструкций реактора РФТ, –Атомная энергия, 2016, т. 121, вып. 5, с. 294-298. Volkovich A.G., Ivanov O.P., Lemus A.V., Pavlenko V.I., Semenov S.G., Simirskiy Yu.N., Smirnov S.V., Stepanov A.V., Stepanov V.E., Chesnokov A.V. Particularities of the dismantling of the intra-vessel structure of the RFT reactor, – Atomic energy, v. 121, issue 5, 2017 March, pp. 377-382 DOI-10.1007/s10512-017-0215-2, WOS:000397225400011

32. Евстигнеев В.П., Лемус А.В., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Проблемы временного хранения ОЯТ исследовательских реакторов в приреакторных хранилищах. - Радиоактивные отходы №3 (4), 2018, стр. 87-94.

33. Семенов С.Г., Чесноков А.В. Проблемы обращения с радиоактивным графитом при выводе из эксплуатации ядерных реакторов, – Атомная энергия, т.126, вып.2, 2019, стр. 92-98; Atomic energy, vol. 126, issue 2, 2019, pp. 103-109.

34. Газин Р.Х., Евстигнеев В.П., Семенов С.Г., Шиша А.Д. Обращение с ОЯТ исследовательских реакторов в НИЦ «Курчатовский институт». – Атомная энергия, 2019, т.126, вып.2, с. 92-98.

35. Данилович А.С., Павленко В.И., Потапов В.Н., Семенов С.Г., Шиша А.Д. Технологии обращения с РАО при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ. - Радиоактивные отходы №2 (3), 2018, стр.63-72,

а также были доложены на международных и Российских конференциях:

1. V. G. Volkov, N. N. Ponomarev-Stepnoi, G. G. Gorodetsky, Yu. A. Zverkov, S. M. Koltyshev, A. V. Lemus, S. G. Semenov, A. D. Shisha, “The First Stage of Liquidation of Temporary Radwaste Repositories and Rehabilitation of the Radwaste Disposal Site at the Russian Research Center “Kurchatov Institute” Proceedings of WM’04 Conference, Tucson, Arizona, USA, February 29 - March 4, 2004. ID-4426 CD-ROM

2. Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Лемус А.В., Иванов О.П., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Технологии обращения с радиоактивными отходами при реабилитации радиоактивно-загрязненных объектов и участков территории РНЦ «Курчатовский институт» Сборник докладов 7-ой Международной конференции «Безопасность ядерных технологий: Обращение с РАО. (2004 г., Санкт-Петербург, Россия), изд-во Про Атом, 2004, стр. 141-156.

3. V.G. Volkov, N.N. Ponomarev-Stepnoi, G.G. Gorodetsky, Yu.A. Zverkov, O.P. Ivanov, S.M. Koltyshev, A.V. Lemus, S.G. Semienov, A.V. Chesnokov, A.D. Shisha. Main result of the second stage of liquidation of temporary radwaste repositories and rehabilitation of the radwaste disposal site at the Russian Research Center “Kurchatov Institute” –In. Proc. Intern. Symp. of Waste Management ’05, Tucson, USA, 27 February -3 March 2005, CD-ROM, ID 5042.

4. Волков В.Г., Городецкий Г.Г., Зверков Ю.А., Лемус А.В., Иванов О.П., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. «Особенности ликвидации хранилищ высокоактивных РАО, омоноличенных бетонной матрицей». Материалы 8-ой Международной конференции «Безопасность ядерных технологий: Экономика и обращение с источниками ионизирующих излучений. (2005 г., Санкт-Петербург, Россия), стр. 109-119.

5. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Лемус А.В., Потапов В.Н., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. «Организация теневого радиационной защиты при ликвидации старых хранилищ РАО РНЦ «Курчатовский институт», XI Международный экологический симпозиум «Урал атомный, Урал промышленный», Екатеринбург, 2005, Труды симпозиума на русском и английском языках, стр.14-16.

6. В.Г. Волков, Н.Н. Пономарев-Степной, Г.Г. Городецкий, Ю.А. Зверков, С.М. Колтышев, с А.В. Лему, О.П. Иванов, С.Г. Семенов, А.В. Чесноков, А.Д. Шиша, Основные итоги второго этапа работ по ликвидации старых хранилищ и реабилитации площадки захоронения отходов в Российском научном центре «Курчатовский институт», Тезисы докладов

Международной конференции «Ядерная энергетика в республике Казахстан. ЯЭ-2005 30 мая -3 июня 2005 г. стр. 82-87.

7. V.G. Volkov, N.N. Ponomarev-Stepnoi, G.G. Gorodetsky, Yu.A. Zverkov, O.P. Ivanov, V.E. Stepanov, A.V. Lemus, S.G. Semienov, A.V. Chesnokov, A.D. Shisha. Peculiarities of engineering approaches and selection of technologies used in disposition of old radwaste repositories at the Russian research centre "Kurchatov institute", ICEM'05/DECM'05 Conference, 2005, Glasgow, Scotland, Session No: 11, ICEM05-ID: 1227

8. V.G. Volkov, N.N. Ponomarev-Stepnoi, G.G. Gorodetsky, Yu.A. Zverkov, O.P. Ivanov, V.E. Stepanov, A.V. Lemus, S.G. Semienov, A.V. Chesnokov, A.D. Shisha. Peculiarities of the High-Level Concrete-Encased Radwaste Repository Disposition at the Radwaste Disposal Site of the Russian Research Center "Kurchatov Institute" CD WM'06 Proceedings, WM Symposia, Inc., Tucson, Arizona, USA, February 27 - March 3, 2006.

9. В.Г. Волков, Н.Н. Пономарев-Степной, Г.Г. Городецкий, Ю.А. Зверков, О.П. Иванов, С.М. Колтышев, С.Г. Семенов, А.В. Чесноков, А.Д. Шиша, И.Я. Симановская, «Итоги ликвидации старых хранилищ РАО в Российском научном центре «Курчатовский институт», Сборник тезисов, Международная конференция «двадцать лет Чернобыльской катастрофы. Взгляд в будущее», 2006, Киев, Украина, стр. ТЗ-16 – ТЗ-17.

10. В.Г. Волков, Ю.А. Зверков, О.П. Иванов, С.М. Колтышев, А.В. Лемус, В.Д. Музрукова, С.Г. Семенов, В.Е. Степанов, А.В. Чесноков, А.Д. Шиша, «Опыт применения технологий обращения с РАО при реабилитации старых хранилищ «исторических» отходов в РНЦ «Курчатовский институт», II Международный ядерный форум, Материалы форума, стр. 403-409, 2007.

11. В.Г. Волков, Ю.А. Зверков, О.П. Иванов, В.И. Колядин, А.В. Лемус, В.И. Павленко, С.Г. Семенов, В.Е. Степанов, А.В. Чесноков, А.Д. Шиша, «Программа следующего этапа реабилитационных работ в РНЦ «Курчатовский институт», II Международный ядерный форум, Материалы форума, стр. 396-401, 2007.

12. V.G. Volkov, A.V. Chesnokov, O.P. Ivanov, V.I. Kolyadin, A.V. Lemus., V.I. Pavlenko, S.G. Semenov, A.D. Shisha, Yu. A. Zverkov, Program of decommissioning for MR research reactor in the Kurchatov Institute, - Book of abstracts of International Conference Decommissioning challenges: an Industrial Reality? Avignon, France, September 28 – October 2 2008, p. 75-76.

13. S.G. Semenov, A.V. Chesnokov, V.G. Volkov, Yu.A. Zverkov e.a., Remediation of the High-level Radwaste Repositories at Russian Research Center "Kurchatov Institute", – In Proc. of Radioecology & Environmental Radioactivity, Bergen, Norway, 15-20 June 2008, P. 2, p. 355-357.

14. V.G. Volkov, A.V. Chesnokov, O.P. Ivanov, V.I. Kolyadin, A.V. Lemus, V.I. Pavlenko, S.G. Semenov, A.D. Shisha, Yu. A. Zverkov. Program of decommissioning for MR research reactor in the Kurchatov Institute, - In Proc. of International Conference Decommissioning challenges: an Industrial Reality?, Avignon, France, September 28 – October 2 2008, CD-ROM.

15. V.G. Volkov, Yu.A. Zverkov, S.G. Semenov, A.V. Chesnokov & A.D. Shisha, Remediation of Contaminated Facilities at the Kurchatov Institute, International Workshop Proceedings "Cleaning up Sites Contaminated with Radioactive Materials" The National Academies Press Washington, D.C., www.nap.edu, 2009 pp. 99–109.

16. V.G. Volkov, A.A. Drozdov, Yu.A. Zverkov, V.P. Evstigneev, S.G. Semenov, A.V. Chesnokov, A.D. Shisha. Management and removing of spent nuclear fuel of VVR-2 research reactor, RRC "Kurchatov institute", Proceedings of European Nuclear Conference, Barcelona, Spain, June 2010, ENC 2010 Transactions refer to ISBN 978-92-95064-09-6,

<http://www.euronuclear.org/events/enc/enc2010/transactions.htm>.

17. V.G. Volkov, A.G. Volkovich, A.S. Danilovich, Y.A. Zverkov, V.I. Kolyadin, A.V. Lemus, V.I. Pavlenko S.G. , Semenov S.V. , Smirnov, A.V. Chesnokov, A.D. Shisha. Radiation Survey and Preparing for the Decommissioning of Research Reactor MR, RRC “Kurchatov Institute”, Proceedings of Research Reactors Fuel Management Conference, Marakkech, Morocco, March 2010, Transactions refer to ISBN 978-92-95064-10-2,

URL : <http://www.euronuclear.org/meetings/rrfm2010/transactions/RRFM2010-poster.pdf>.

18. С.Г. Семенов, В.Г. Волков, В.П. Евстигнеев, А.А. Дроздов, Ю.А. Зверков, А.В. Лемус, О.П. Иванов, В.И. Павленко, А.В. Чесноков, А.Д. Шиша. Выполнение мероприятий ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности России на 2008 год и на период до 2015 года» в РНЦ «Курчатовский институт». Результаты и проблемы, Сборник статей 4-ой Международной конференции и выставки «АтомЭКО, 2010», Москва, 2010 г., стр. 83-85.

19. Волков В.Г., Колядин В.И., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г. Подготовительный этап вывода из эксплуатации исследовательского реактора МР в РНЦ «Курчатовский институт», Тезисы докладов 4-ой Международной конференции и выставки «Атомэко 2010», Москва, 28-29 октября 2010 г., стр. 3.

20. V.G. Volkov, A.G. Volkovich, A.A. Drozdov, V.P. Evstigneev, V.N. Potapov, S.G. Semenov A.V. , Chesnokov, A.D. Shisha, Preparing for transportation and removing of spent nuclear fuel of research reactors from RRC “Kurchatov institute”, Book of Abstract of European Research Reactors Conference Research Reactor Fuel Management, Rome, Italy, 20-24 March 2011, p.101-102.

21. Волков В.Г., Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Павленко В.И., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Опыт ликвидации радиационного наследия в НИЦ «Курчатовский институт» Доклад на конференции «Глобальное партнерство «Группы восьми», 2012, Москва http://www.nuclearsafety.ru/images/pdf/6_5_Chesnokov.pdf

22. V.G. Volkov, A.E. Arustamov, S.G. Semenov, V.I. Pavlenko, V.I. Kolyadin, V.D. Muzrukova, A.V. Chesnoko., Experience of MR and RFT Reactors’ Decommissioning in RRC “Kurchatov Institute”, WM2011 Conference, March 7-11, 2011, Phoenix, AZ, CD-ROM ISBN# 978-0-9836186-0-7, N11050.

23. Волков В.Г., Зверков Ю.А., Колядин В.И., Павленко В.И., Семенов С.Г., Фадин С.Ю., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Основные итоги выполнения работ по подготовке к выводу из эксплуатации реакторов МР и РФТ НИЦ «Курчатовский институт», доклад на 5-ой международной выставки и конференции «АтомЭко-2011», материалы конференции, стр. 71-72.

24. Yu.A. Zverkov, A.A. Drozdov, V.P. Evstigneev, S.G. Semenov, A.D. Shisha, Preparing and removal of Spent Fuel from Research reactors of National Research Center “Kurchatov Institute”, International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization, 14-18 November 2011, Rabat Morocco, Book of Synopsis, p.240-241.

25. Волков В.Г., Данилович А.С., Зверков Ю.А., Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г., Шиша А.Д., Фадин С.Ю., Чесноков А.В. «Демонтаж оборудования и петлевых установок реактора МР в НИЦ “Курчатовский институт» – Материалы симпозиума WM’12, Феникс, Аризона, США, 12051,

26. V.G. Volkov, A.V. Gerasov, Yu.A. Zverkov, A.V. Lemus, S.G. Semenov, S.V. Smirnov, A.V. Chesnokov, A.D. Shisha, “Use of specialized measuring system for radiation situation monitoring at MR research reactor in NRC “Kurchatov institute”, Book of Abstract of European Research Reactors Conference IGORR, Prague, Czech Republic, 18-22 March 2012, p.78-79. <http://www.euronuclear.org/meetings/rrfm2012/transactions.html>

27. V.G. Volkov, Yu. A. Zverkov, O.P. Ivanov, V.I. Kolyadin, A.V. Lemus, V.I. Pavlenko, S.G. Semenov, S.Yu. Fadin, a A.D. Shish, A.V. Chesnokov. Dismantling of loop-type channel equipment of MR reactor in NRC "Kurchatov Institute". Proc. of Intern. WM'13 Symposium, Phoenix, AZ, USA, 24-28 of February 2013, 13040, CD-ROM, ISBN#978-0-9036186-2-1.

28. V.G. Volkov, Yu.A. Zverkov, O.P. Ivanov, V.I. Kolyadin, A.V. Lemus, V.I. Pavlenko, S.G. Semenov, S.Yu. Fadin, A.D. Shisha, A.V. Chesnokov. MR reactor decommissioning in NRC "Kurchatov institute": Results of preparatory work phase.-13127, Proc. of 5-th Intern. Conf. SFEN2013, Decommissioning Challenges: An Industrial Reality and Prospects, Avignon, France, 07-11 of April, 2013 CD-ROM. Book of Abstracts of 5-th Intern. Conf. SFEN2013, Decommissioning Challenges: An Industrial Reality and Prospects, Avignon, France, 07-11 of April, 2013. p. 39-40.

29. Alexander Chesnokov, Oleg Ivanov, Vyacheslav Kolyadin, Alexey Lemus, Vitaly Pavlenko, Sergey Semenov, Vyacheslav Stepanov, Sergey Smirnov, Victor Potapov, Sergey Fadin, Victor Volkov, Anatoly Shisha, "HRW management during MR reactor decommissioning in NRC "Kurchatov Institute", Proc. of 15-th Intern. Conf. on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, IECM'13, Brussels, Belgium, 08-12 September, 2013 CD-ROM.

30. O.P. Ivanov, V.I. Kolyadin, A.V. Lemus, V.I. Pavlenko, S.G. Semenov, S.Yu. Fadin, A.D. Shisha, A.V. Chesnokov, Removing of Equipment of Loop Facilities and Preparation for Dismantling of Core of MR Reactor, Proc. of Intern. WM'14 Symposium, Phoenix, AZ, USA, 1-4 of March 2014 14083. CD ROM 978-0-9836186-3-8.

31. Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г., Фадин С.Ю., Чесноков А.В. Оценка величины предотвращенной дозы при проведении радиационно-опасных работ с использованием дистанционно управляемых механизмов, Материалы международной научной конференции Радиобиология: антропогенные излучения, Гомель, 2014 г., стр. 137-140.

32. Музрукова В.Д., Павленко В.И., Семенов С.Г. и др. Оптимизация радиационной защиты при проведении работ по выводу из эксплуатации исследовательского реактора МР, Сборник тезисов докладов 10-ой Российской научной конференции "Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях", 2015, г. Москва-Обнинск, стр. 161-162

33. Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Семенов С.Г., Павленко В.И., Фадин С.Ю., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Обеспечение безопасности при работах по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ в НИЦ "Курчатовский институт", Сборник тезисов докладов 10-ой Российской научной конференции "Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях", 2015, г. Москва-Обнинск, стр. 141-143.

34. Семенов С.Г., Волкович А.Г., Потапов В.Н., Степанов В.Е., Смирнов С.В., Чесноков А.В. Характеризация высоко загрязненного оборудования с помощью дистанционных спектрометрических и радиометрических систем, Сборник тезисов докладов 10-ой Российской научной конференции "Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях", 2015, г. Москва-Обнинск, стр. 172-173.

35. Иванов О.П., Колядин В.И., Лемус А.В., Музрукова В.Д., Семенов С.Г., Павленко В.И., Фадин С.Ю., Чесноков А.В., Шиша А.Д. Обеспечение безопасности при работах по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ в НИЦ "Курчатовский институт", Материалы Юбилейной 10-ой Российской научной конференции "Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях", 2015, г. Москва-Обнинск, стр. 58-68.

36. Alexander Chesnokov, Oleg Ivanov, Vyacheslav Kolyadin, Alexey Lemus, Vitaly Pavlenko, Sergey Semenov, Iurii Simirskii, Sergey Fadin. «Removing of Core Constructions of the MR and RFT Reactors in NRC “Kurchatov Institute”» - WM2016 Conference proceedings - 16054, March 6 –10, 2016, Phoenix, Arizona, USA. ISBN # 978-0-9828171-5-5.

37. Иванов О.П., Колядин В.И., Павленко В.И., Семенов С.Г., Шиша А.Д. Идеология и проблемы обращения с РАО при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ, Материалы международной научно-практической конференции «Философия обращения с радиоактивными отходами: плюсы и минусы существующих технологий», Москва, ВНИПИПромтехнологии, 2016, стр.194-205.

38. O. Ivanov, V. Kolyadin, A. Lemus, V. Pavlenko, S. Semenov, A. Shisha & A. Chesnokov, Decommissioning of MR and RFT reactors: remote dismantling technologies and radwaste characterization, Proc. of NUPP2017 conference, London, Great Britain, 2017, pp. 77-84. ISBN: 978-0-9930121-9-8.

Семенов Сергей Геннадьевич

Разработка научно обоснованной методологии вывода из
эксплуатации исследовательских ядерных реакторов и ее
практическое применение

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
доктора технических наук

Подписано в печать 21.11.2019 г.
Формат 60×90/16. Бумага 80 г/м². Гарнитура «Times»
2 авт. л.

Тираж 60 экз.
Печать на аппарате Konica Minolta. ИБРАЭ РАН.
115191, Москва, ул. Б.Тулльская, 52
Телефон: 8-495-955-22-66

