



X Юбилейная Российская научная конференция
Радиационная защита и радиационная
безопасность в ядерных технологиях

Секционные заседания

Секция № 5

«Радиационная безопасность при выводе ядерно-технических установок из эксплуатации. Программные средства обоснования безопасности ВЭ ЯРОО».

Председатель секции: д.т.н. **Былкин Борис Константинович**
Дата проведения заседания: **24 сентября 2015 года**
Место проведения заседания: **НОУ ДПО «ЦИПК Росатома»**
(г. Обнинск, ул. Курчатова, д.21)

Список презентаций

Докладчик	Название доклада	Организация, должность	№ стр.
Бочкарев Валерий Вячеславович	Совершенствование нормативно-правовой базы в области вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии.	ФБУ «НТЦ ЯРБ», начальник отдела	3
Брагин Юрий Николаевич	Реабилитация площадки «Планерная», разработка и проведение прогноза оценки безопасности населения города Химки при локализации отходов на площадке их размещения.	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И.Бурназяна ФМБА России, с.н.с.	32
Буланенко Валерий Иванович	Методы обследования графитовых кладок реакторов, оставленных для вывода из эксплуатации.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», с.н.с.	50
Девкина Елена Владимировна	Проведение расчетов в обоснование радиационной безопасности при выгрузке и разборке активных зон отработавших выемных частей реакторов с жидкометаллическим теплоносителем АПЛ в пос.Гремиха.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», м.н.с.	68
Енговатов Игорь Анатольевич, д.т.н.	Принципы создания банка данных по активационным характеристикам бетонов радиационной защиты ядерных энергетических установок.	ФГБОУ ВПО «МГСУ», профессор	82
Енговатов Игорь Анатольевич, д.т.н.	Радиоактивные отходы активированных конструкций бетонной защиты при демонтаже ядерных энергетических установок.	ФГБОУ ВПО "МГСУ", профессор	105
Корнеев Иван Иванович	Технические аспекты демонтажа активированного оборудования при выводе из эксплуатации блоков АЭС С ВВЭР-440.	АО «ВНИИАЭС», зам. руководителя департамента	121
Крючков Дмитрий Вячеславович, к.т.н.	Применение программно-технического комплекса ОБОЯН в задачах оценки безопасности и планирования работ по ОЯН.	ИБРАЭ РАН, зав.лабораторией	144
Сухоручкин Андрей Константинович, к.ф.- м.н.	Оптимизация защиты на стадии выполнения работ по нормализации радиационной обстановки в «БСХ-3А».	НИЦ «Курчатовский институт», начальник лаборатории	164
Титов Алексей Викторович	Реабилитация объектов ядерного наследия: результаты деятельности международного форума МАГАТЭ.	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, с.н.с.	179
Фадин Сергей Юрьевич	Оптимизация радиационной защиты при проведении работ по выводу из эксплуатации исследовательского реактора МР.	НИЦ «Курчатовский институт», начальник установки	200
Чуйко Даниил Вадимович, д.т.н.	Интерактивная имитационная трехмерная модель как инструмент обеспечения радиационной безопасности персонала при выполнении демонтажных работ.	АО «НЕОЛАНТ», в.н.с.	221
Юрманов Виктор Анатольевич	Совершенствование химических технологий для обеспечения радиационной безопасности при выводе из эксплуатации энергоблоков РБМК.	АО «НИКИЭТ», с.н.с.	235



СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ НОРМАТИВНО-ПРАВОВОЙ БАЗЫ В ОБЛАСТИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

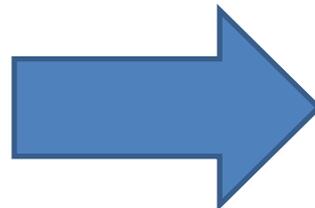
В. В. Бочкарев, начальник ОРБ ФБУ «НТЦ ЯРБ»

И. А. Устинина, м.н.с. ОРБ ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Развитие нормативно-правовой базы по выводу из эксплуатации



Выход Федерального закона ФЗ-170 «Об использовании атомной энергии».



Активное формирование нормативной базы по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии

Федеральный закон от 21.11.1995 N 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии»

- ✓ Определяет деятельность по выводу из эксплуатации как деятельность в области использования атомной энергии
- ✓ Устанавливает ряд законодательных норм в отношении вывода из эксплуатации ОИАЭ (в том числе в отношении проекта ОИАЭ, порядка формирования источников финансирования работ по выводу из эксплуатации, порядка принятия решений о выводе из эксплуатации ОИАЭ)

Развитие нормативно-правовой базы по выводу из эксплуатации



К 2005 году была завершена разработка нормативных документов по ВЭ наиболее сложных и значимых объектов использования атомной энергии:

- ✓ Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов (НП-007-98, введены в действие 01.07.1999 г.);
- ✓ Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции (НП-012-99, введены в действие 01.09.2000 г.);
- ✓ Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок (НП-028-01, введены в действие 01.10.2001 г.);
- ✓ Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных энергетических установок судов (НП-037-02, введены в действие 10.04.2003 г.);
- ✓ Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных установок ядерного топливного цикла (НП-057-04, введены в действие 06.07.2005 г.)

Основные проблемы существующей нормативно-правовой базы по выводу из эксплуатации



- ✓ Отсутствие системного подхода к формированию иерархии нормативных документов;
- ✓ В ряде документов рекомендации содержатся в приложениях к ФНП, а не в руководствах по безопасности;
- ✓ Различия в названиях документов, к которым устанавливаются требования;
- ✓ Требования к обеспечению безопасности по выводу из эксплуатации были разработаны не для всех объектов использования атомной энергии.

Корректировка и развитие существующей нормативно-правовой базы по выводу из эксплуатации



В 2011-2012 гг. ситуация в области ВЭ объектов использования атомной энергии претерпела значительные изменения:

Внесены ряд изменений в Федеральный закон ФЗ-170 «Об использовании атомной энергии», вышел Федеральный закон ФЗ-190 «Об обращении с радиоактивными отходами...» и началась активная разработка предусмотренных этим законом подзаконных актов;

Федеральный закон от 21.11.1995 N 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии»

- ✓ Вывод из эксплуатации определен как одна из стадий жизненного цикла объекта использования атомной энергии
- ✓ Введены понятия состав и границы объекта использования атомной энергии

Федеральный закон от 11.07.2011 N 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами...»

- ✓ Устанавливает ряд особенностей в отношении вывода из эксплуатации такой категории ОИАЭ, как пункт хранения радиоактивных отходов

Корректировка и развитие существующей нормативно-правовой базы по выводу из эксплуатации



Началась переработка основополагающего документа МАГАТЭ по выводу из эксплуатации «Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, IAEA Safety Standards Series No. WS-R-5» с активным участием специалистов Российской Федерации;

В августе прошлого года WS-R-5 был переработан в «Decommissioning of Facilities» No. GSR Part 6.

Корректировка и развитие существующей нормативно-правовой базы по выводу из эксплуатации



Началась активная деятельность по выводу из эксплуатации различных объектов использования атомной энергии, в том числе, 1-го и 2-го блоков Нововоронежской АЭС, промышленных реакторов ГХК и СХК, ряда исследовательских установок.



Корректировка и развитие существующей нормативно-правовой базы по выводу из эксплуатации



В соответствии с постановлением Правительства РФ от 01.12.1997 N 1511 «Об утверждении Положения о разработке и утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии» в федеральные нормы и правила могут быть внесены изменения и дополнения, учитывающие:

- ✓ изменения законодательства Российской Федерации
- ✓ рекомендации международных организаций в области использования атомной энергии, в работе которых принимает участие Российская Федерация
- ✓ результаты научных исследований
- ✓ накопленный отечественный и международный опыт в области использования атомной энергии

Общие положения обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ОИАЭ



20 мая 2014 г. Приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) были утверждены НП-091-14 «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения» (зарегистрированы в Минюсте 14.07.2014 г.)

Положения разработаны впервые и устанавливают основные принципы и общие требования обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ОИАЭ, реализуемые на всех этапах жизненного цикла.

Федеральные нормы и правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ОИАЭ



«Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения»

Раздел 5.6 НП-001-97 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»

Раздел 5.6 НП-022-2000 «Общие положения обеспечения безопасности ядерных энергетических установок судов»

Раздел 7 НП-033-11 «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок»

Раздел 8 НП-016-05 «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ)»

НП-038-11 «Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников»

Устанавливают принципы и общие требования обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации конкретных ОИАЭ

Устанавливают требования обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации РИ в полном объеме.

Обеспечение безопасности при ВЭ ПХ РАО



Заканчивается разработка ФНП, которые будут содержать требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации пунктов хранения радиоактивных отходов.





**НП-001-97 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»
(утверждение новой редакции запланировано на 2015 г.)**

**НП-012-99 «Правила обеспечения безопасности при выводе из
эксплуатации блока атомной станции»
(утверждение новой редакции в 2015-2016 гг.)**

**РБ-013-2000
«Требования к
содержанию
программы вывода
из эксплуатации
блока атомной
станции»**

**РБ-031-04 «Состав и
содержание отчета по
обоснованию
безопасности при
выводе из
эксплуатации блока
атомной станции»**

**РБ-081-13 «Структура и
содержание отчета по
результатам комплексного
инженерного и
радиационного обследования
для вывода из эксплуатации
блока атомной станции»**

Обеспечение безопасности при ВЭ исследовательских ЯУ



НП-033-11 «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок»

**НП-028-01 «Правила обеспечения безопасности при выводе из
эксплуатации исследовательских ядерных установок»
(утверждение новой редакции в 2015-2016 гг.)**

**РБ-062-11 «Положение о
структуре и содержании
отчета по обоснованию
безопасности вывода из
эксплуатации
исследовательской
ядерной установки»**

**РБ-063-11 «Положение о
структуре и содержании
принципиальной программы
вывода из эксплуатации
исследовательской ядерной
установки»**

**РБ-079-12 «Заключительное
обследование и снятие
исследовательских ядерных
установок с федерального
государственного надзора в
области использования атомной
энергии»**



Эксплуатация «Карловского» реактора
продлена до 2014 года

Обеспечение безопасности при ВЭ промышленных реакторов



**НП-007-98 «Правила обеспечения безопасности при выводе из
эксплуатации промышленных реакторов»
(утверждение новой редакции в 2016 гг.)**

**Приложение НП-007-98
«Требования к отчету по
обоснованию безопасности
вывода из эксплуатации
промышленных реакторов»**



Обеспечение безопасности при ВЭ ЯЭУ судов



**НП-022-2000 «Общие положения обеспечения безопасности ядерных энергетических установок судов»
(планируется отменить)**

**«Общие положения обеспечения безопасности транспортных и транспортабельных ядерных установок»
(НОВЫЙ документ, ожидается)**

НП-037-11 «Правила безопасности при выводе из эксплуатации судов и иных плавсредств с ядерными установками и радиационными источниками»

Приложение НП-037-11 «Основной объем требований к комплексному инженерному и радиационному обследованию атомного судна при выводе его из эксплуатации»



Обеспечение безопасности при ВЭ радиационных источников



НП-038-11 «Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников»

Данный документ охватывает все необходимые для вывода из эксплуатации требования. В настоящий момент НП-038-11 перерабатывается, утверждение его планируется в 2015-2016 гг.

В новой редакции будет добавлен новый раздел по обращению с отработавшими источниками, который будет взаимосвязан с выводом из эксплуатации.



НП-016-05 «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла»

НП-057-04 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных установок ядерного топливного цикла»
(начало разработки новой редакции в 2015 г.)

Приложение НП-057-04
«Назначение и содержание программы вывода из эксплуатации ядерной установки ядерного топливного цикла»

Приложение НП-057-04
«Комплексное инженерное и радиационное обследование ядерной установки ядерного топливного цикла»

РБ-099-14 «Рекомендации по составу и содержанию отчета по обоснованию безопасности при выводе из эксплуатации ядерных установок ядерного топливного цикла»
(НОВЫЙ документ)

Лабораторные помещения корпуса Б

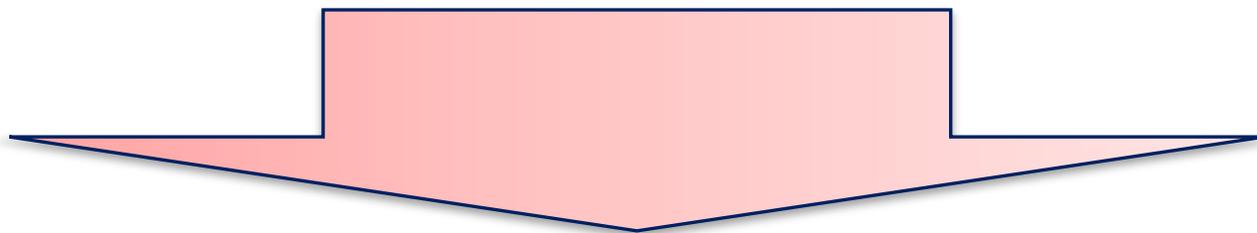


Комплексный показатель потенциальной опасности ЯРОО

ФЗ *«Об обращении с радиоактивными отходами...»*



- ✓ устанавливает необходимость разработки категорий пунктов размещения особых РАО и пунктов консервации особых РАО



Задача - создать методологические основы категорирования пунктов размещения и пунктов консервации особых РАО



Комплексный показатель потенциальной опасности ЯРОО



Решение задачи

критерии категорирования
пунктов размещения и
пунктов консервации особых
РАО



упорядочивание наборов
критериев методом
иерархической группировки



система категорий пунктов
размещения и пунктов
консервации особых РАО



установление специальных
требований к обеспечению
безопасности для каждой
категории



Подходы к оценке текущего уровня безопасности

Подходы к оценке текущего уровня безопасности разрабатываются в виде относительного численного выражения с помощью расчета комплексного показателя потенциальной опасности

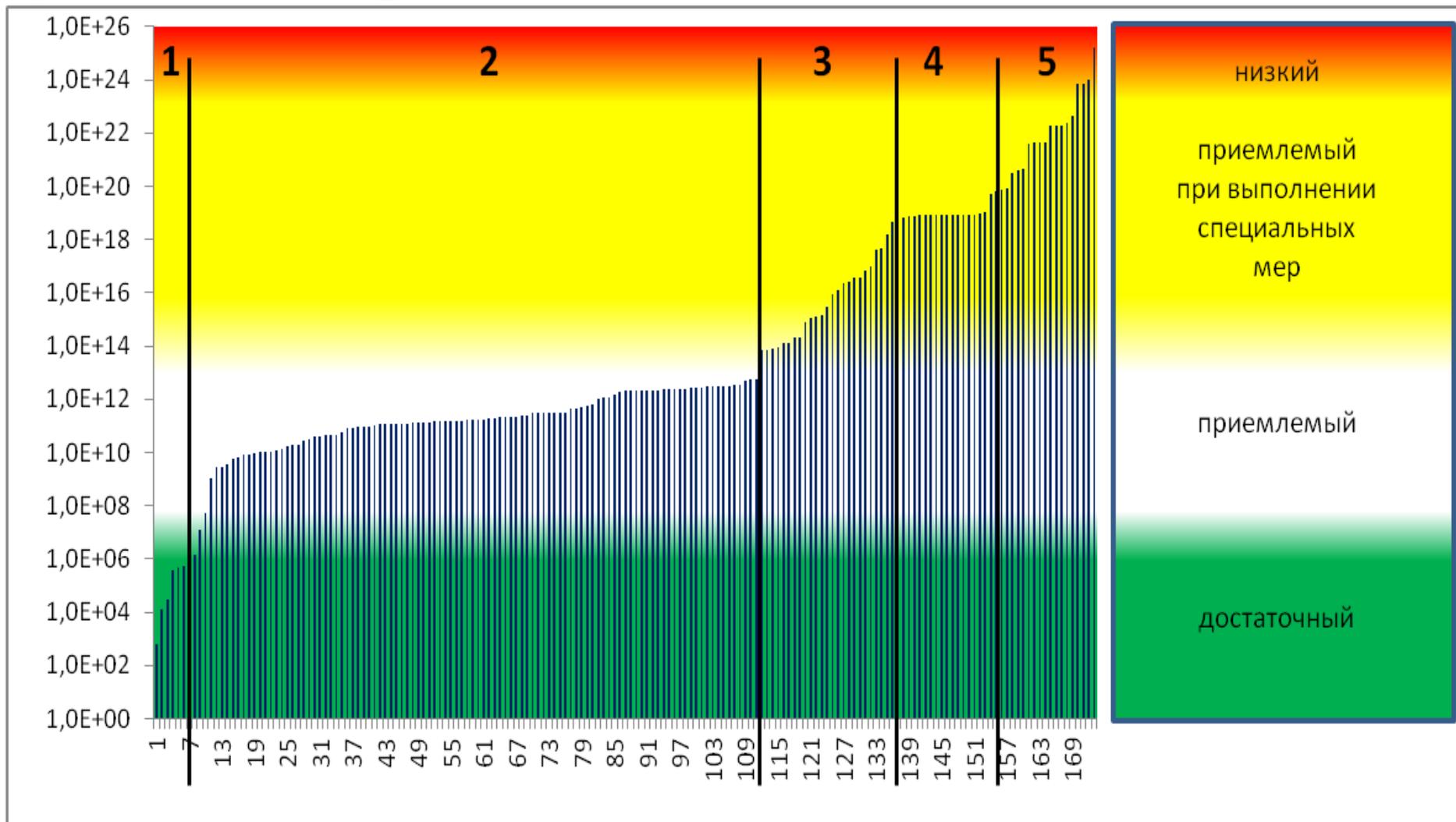
Проведены:

- ✓ расчет комплексного показателя опасности
- ✓ ранжирование в соответствии с полученными значениями комплексного показателя всех пунктов размещения и пунктов консервации особых РАО

Результаты:

- ✓ Положены в основу методологии категорирования

Иллюстрация подхода – распределение значений КП для пунктов хранения и пунктов консервации особых РАО



Распределение на группы

- ✓ **1 группа** – хранилища ТРО с инженерными барьерами, включая объекты, расположенные на площадках ПУГР
- ✓ **2 группа** – пункты размещения особых РАО, образовавшиеся в результате применения мирных ядерных взрывов (МЯВ), в которых отсутствуют ЖРО
- ✓ **3 группа** – хранилища ТРО без инженерных барьеров и емкости-хранилища ЖРО
- ✓ **4 группа** – МЯВ, в которых присутствуют ЖРО
- ✓ **5 группа** – водоемы-хранилища ЖРО и хвостохранилища

Подведение итогов



№	Федеральные нормы и правила	Предварительные сроки
1	НП-001-97 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»	2015 г. утверждение новой редакции
2	НП-012-99 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции»	2015-2016 гг. утверждение новой редакции
3	НП-028-01 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок»	2015-2016 гг. утверждение новой редакции
4	Новые НП «Общие положения обеспечения безопасности транспортных и транспортабельных ядерных установок» (взамен НП-022-2000)	2015-2016 гг. утверждение



№	Федеральные нормы и правила	Предварительные сроки
5	НП-057-04 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных установок ядерного топливного цикла»	2015 г. начало разработки новой редакции
6	НП-007-98 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов»	2016 г. утверждение новой редакции
7	НП-038-11 «Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников»	2015-2016 гг. утверждение новой редакции
8	Новые НП «Требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации пунктов хранения радиоактивных отходов»	2015 г. утверждение

Подведение итогов



№	Руководства по безопасности	Причины обновления	Предварительные сроки
1	РБ-013-2000 «Требования к содержанию программы вывода из эксплуатации блока атомной станции»	Подлежат обновлению, т.к. положения РБ не соответствуют статье 6 Федерального закона "Об использовании атомной энергии" от 21.11.95 №170-ФЗ. Необходимо учесть требования новой редакции НП-012-99	2015 – 2017 гг.
2	РБ-031-04 «Состав и содержание отчета по обоснованию безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции»	Необходимо учесть требования новой редакции НП-012-99	2016 г.
3	РБ-081-13 «Структура и содержание отчета по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования для вывода из эксплуатации блока атомной станции»	Подлежат обновлению после утверждения новой редакции НП-012-99	2016 г.

Подведение итогов



№	Руководства по безопасности	Причины обновления	Предварительные сроки
4	РБ-062-11 «Положение о структуре и содержании отчета по обоснованию безопасности вывода из эксплуатации исследовательской ядерной установки»	Подлежат обновлению, т.к. положения РБ не соответствуют статье 6 Федерального закона "Об использовании атомной энергии" от 21.11.95 №170-ФЗ. Необходимо учесть требования новой редакции НП-028-01 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок» (2015-2016 гг. - утверждение новой редакции). Пересмотр совместно с РБ-063-11	Анализ в 2016 г.
5	РБ-063-11 «Положение о структуре и содержании Принципиальной программы вывода из эксплуатации исследовательской ядерной установки»	Подлежат обновлению, т.к. положения РБ не соответствуют статье 6 Федерального закона "Об использовании атомной энергии" от 21.11.95 №170-ФЗ. Необходимо учесть требования новой редакции НП-028-01 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок» (2015-2016 гг. - утверждение новой редакции). Пересмотр совместно с РБ-062-11	Анализ в 2016 г.

Подведение итогов



№	Руководства по безопасности	Причины обновления	Предварительные сроки
6	РБ-079-12 «Заключительное обследование и снятие исследовательских ядерных установок с федерального государственного надзора в области использования атомной энергии»	Подлежат обновлению или отмене после утверждения новой редакции НП-028-01 и нового РБ «Рекомендации по проведению заключительного обследования выведенного из эксплуатации объекта использования атомной энергии и оформлению его результатов»	2016 – 2017 гг.
7	Новое РБ «Рекомендации по составу и содержанию программы вывода из эксплуатации судов и иных плавсредств с ядерными реакторами и судов АТО»	Разработка в связи с выходом новых ОПБ	2015 г.

Подведение итогов



№	Руководства по безопасности	Причины обновления	Предварительные сроки
7	Новое РБ «Рекомендации по составу и содержанию отчета по обоснованию безопасности при выводе из эксплуатации судов и иных плавсредств с ядерными реакторами и судов АТО»	Разработка в связи с выходом новых ОПБ	2015 г.
8	Новое РБ «Рекомендации по проведению заключительного обследования выводимого из эксплуатации объекта использования атомной энергии»	Разработка в связи с выходом новых НП-091-14, а также с целью соответствия статье 6 Федерального закона «Об использовании атомной энергии» от 21.11.95 №170-ФЗ.	2016 г.

РЕАБИЛИТАЦИЯ ПЛОЩАДКИ «ПЛАНЕРНАЯ»,
РАЗРАБОТКА И ПРОВЕДЕНИЕ ПРОГНОЗА ОЦЕНКИ
БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ ГОРОДА ХИМКИ ПРИ
ЛОКАЛИЗАЦИИ ОТХОДОВ НА ПЛОЩАДКЕ ИХ
РАЗМЕЩЕНИЯ

Ю.Н. Брагин¹, А.Г. Цовьянов¹, Б.Е. Серебряков¹,
Ю.Н. Павленко-Михайлов¹, Е.Г. Еремин²

¹ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России,
г. Москва

²ЗАО «НПП «Доза», г. Москва

ПЗРО «Планерная» - это территория Института биофизики Минздрава СССР (ИБФ) со времени его образования, расположена в городском муниципальном образовании Химки

- в 1952 - 1954 гг. - захоронения в ямы и противотанковый ров;
- в 1955 – 1969 гг.- в железобетонные бункеры-могильники;
- в 1969 - 1989 гг. захоронения и дозиметрический контроль на территории ПЗРО проводил завод «Медрадиопрепарат» (ЗМРП);
- в 1990 -1992 гг. проводилась не завершенная до конца консервация объекта

В настоящее время территория ПЗРО покрыта защитным слоем бетона с насыпным грунтом поверх бетона

Площадь ПЗРО - 8000 м²,

3500 м² занимает западная ее часть,

4500 м² – восточная часть - территория существующего Кинологического центра.



Рис.1 - Схема расположения ПЗРО «Планерная» (выделено желтым)

В 2011-2012 гг. проводилось комплексное исследование состояния ПЗРО

Цель :

- перевод ПЗРО в безопасное состояние;
- создание системы радиационного контроля;
- подготовка прогноза оценки безопасности населения города Химки при локализации отходов на территории ПЗРО.

Пробурено 35 скважин, из них 20 разведывательных скважин на бункерах хранения отходов, включая 4 скважины глубиной до 30 м для изучения геологического строения исследуемой территории;

- обустроено 25 наблюдательных скважин на территории кинологического центра и смежных территориях;
- отобраны пробы грунта и воды



Рис. 2. Территория Кинологического центра. Вид с запада. Бурение разведочных скважин с отбором проб около административного здания. Слева – наблюдательные скважины с установленными в них датчиками автоматизированной системы контроля радиоактивности грунтовых вод.



Рис. 3. Участок железобетонного покрытия на бункере захоронения радиоактивных отходов ЗМРП, на котором после вырезания поверхностной арматуры проводилось бурение

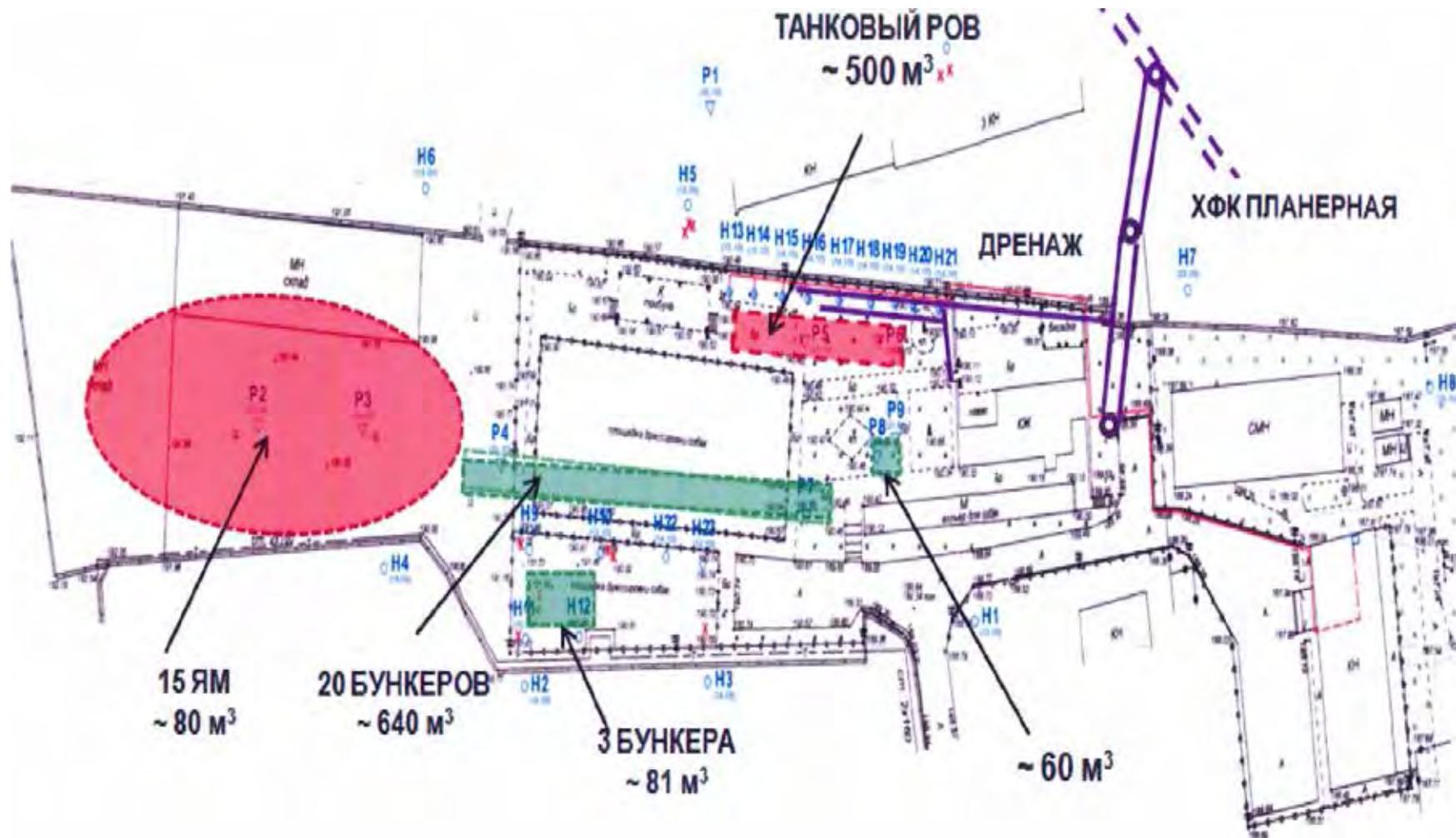


Рис. 4. План площадки «Планерная» с ориентировочной схемой расположения на ней захоронений радиоактивных отходов

В 2011 г. был разработан план работ по реабилитации площадки «Планерная»

1. Создание эффективного барьера для предотвращения подтапливания мест захоронения отходов и миграции радионуклидов с грунтовыми водами в виде поверхностной гидроизоляции отдельных участков территории ПЗРО:
 - части смежной с юга территории и территории Кинологического центра, (рис. 5, область, ограниченная зеленой линией),
 - пространства между заборами смежной с севера территории и территории Кинологического центра с обеспечением перетока воды на смежную с севера территорию по естественному уклону (рис. 5, область, ограниченная голубой линией);
2. Проведение опытных работ по установлению дренажной завесы:
 - между площадкой Кинологического центра и смежной с севера территорией;
 - между площадкой Кинологического центра и смежной с юга территорией;
3. Оборудование периметра инженерно-техническими средствами охраны и видеонаблюдения;
4. Создание и введение в опытную эксплуатацию автоматизированной системы радиационного контроля грунтовых вод на базе радиометра УДКС-01 «Пеликан», охватывающей 9 наблюдательных скважин

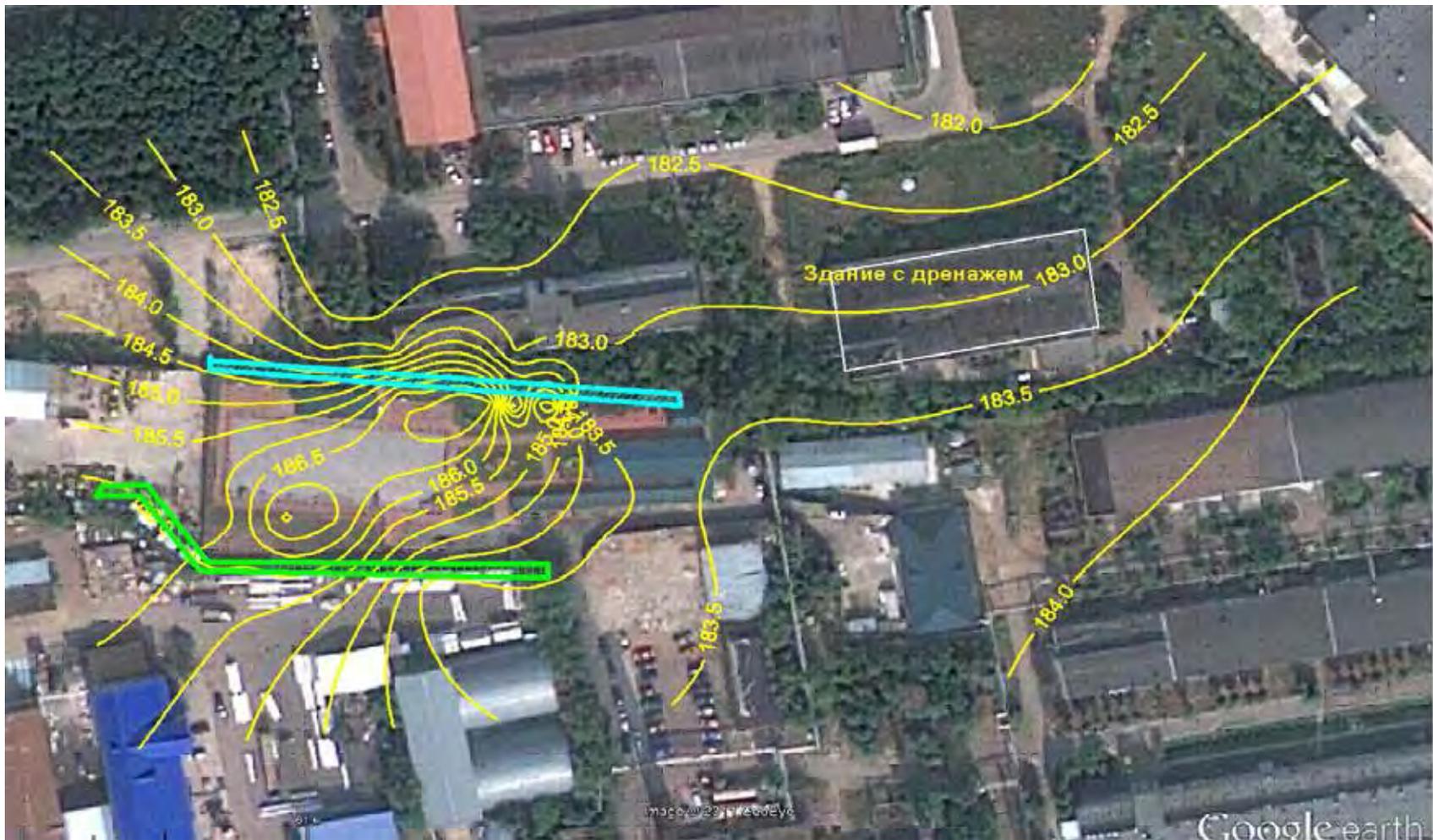


Рис. 5. Гидропьезоизогипсы уровня грунтовых вод в районе ПЗРО «Планерная» (желтые); расположение области гидроизоляции территории ПЗРО (граница - зеленая сплошная); расположение области обеспечения стока воды с ПЗРО (граница – голубая сплошная).

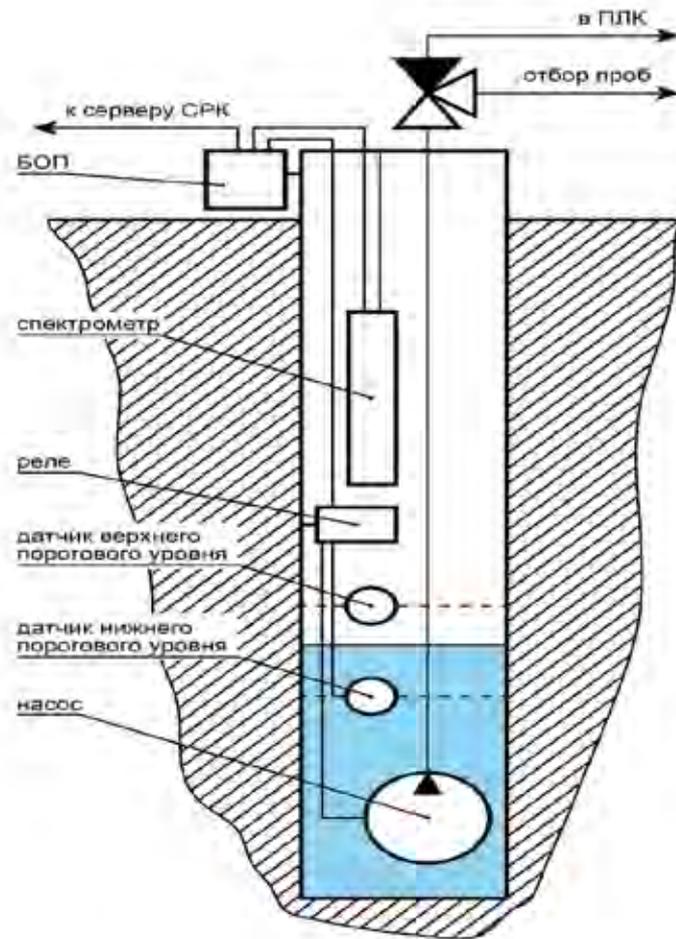


Рис. 6. Схема подвески оборудования системы радиационного контроля грунтовых вод в дренируемой скважине.

Опытная полуавтоматическая система радиационного контроля грунтовых вод с управлением дренированием скважин

Система предназначена для автоматического удаления избыточного уровня грунтовых и дождевых вод в скважинах для размещения блоков детектирования БДЕГ-03.

Система управляет погружными насосами, обеспечивающими автоматическое поддержание уровня жидкости в скважинах, и позволяет производить отбор проб воды для последующего анализа.

В состав системы входят следующие устройства (рис. 6):

- устройство контроля уровня (реле);
- два трехэлектродных кондуктометрических датчика;
- вибрационный насос;
- клапан соленоидный электромагнитный.

Первая очередь системы смонтирована в скважинах Н15, Н17, Н21, имеющих максимальный дебет, установленный в ходе предварительных экспериментов по дренированию скважин, находящийся в диапазоне 1,2 – 23,4 л/ч.

Проводилось опытное дренирование скважин

Результаты 2011 – 2012 гг.:

Выполнены спектрометрические и радиохимические исследования 66 проб грунта и воды.

Активность извлеченных проб грунта:

по стронцию-90 - до 10,3 кБк/кг,

по цезию-137 - до 8,6 кБк/кг,

по кобальту-60 - до 0,2 кБк/кг,

по урану-235 - до 3,5 Бк/кг;

активность отобранных проб воды:

по стронцию-90 - до 91,3 Бк/л,

по цезию-137 - до 59 Бк/л.

Согласно постановлению Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069 смесь грунта с продуктами деятельности Института биофизики и цементно-бетонную смесь из захоронения ЗМРП на основе полученных радиационных характеристик можно отнести к **очень низкоактивным отходам (ОНАО)**.

Отходы не должны находиться на территории г. Химки

На отходы, размещенные на площадке «Планерная», распространяются как законы и нормативные документы по производственным отходам, так и по ОНАО.

Согласно [Федеральному закону от 24.06.98 № 89-ФЗ \(ред. от 28.07.2012 с изменениями, вступившими в силу с 01.09.2012\) «Об отходах производства и потребления»](#):

«Запрещается захоронение отходов в границах населенных пунктов...».

Согласно санитарным правилам СП 2.6.6.2572-2010:

запрещается захоронение ОНАО в пределах городских и других поселений

В зоне с радиусом **5 километров** вокруг площадки «Планерная» находятся г. Химки, а также районы «Куркино» и «Молжаниновский» г. Москвы (рис. 7). Население этой территории с учетом проводящейся застройки района «Молжаниновский», полагая плотность населения в нем равной плотности населения в районе «Куркино», составит 288 тысяч человек. Кроме того, в непосредственной близости от ПЗРО «Планерная» идет сокращение промышленной зоны и проводится интенсивное выделение садово-дачных участков и их застраивание.

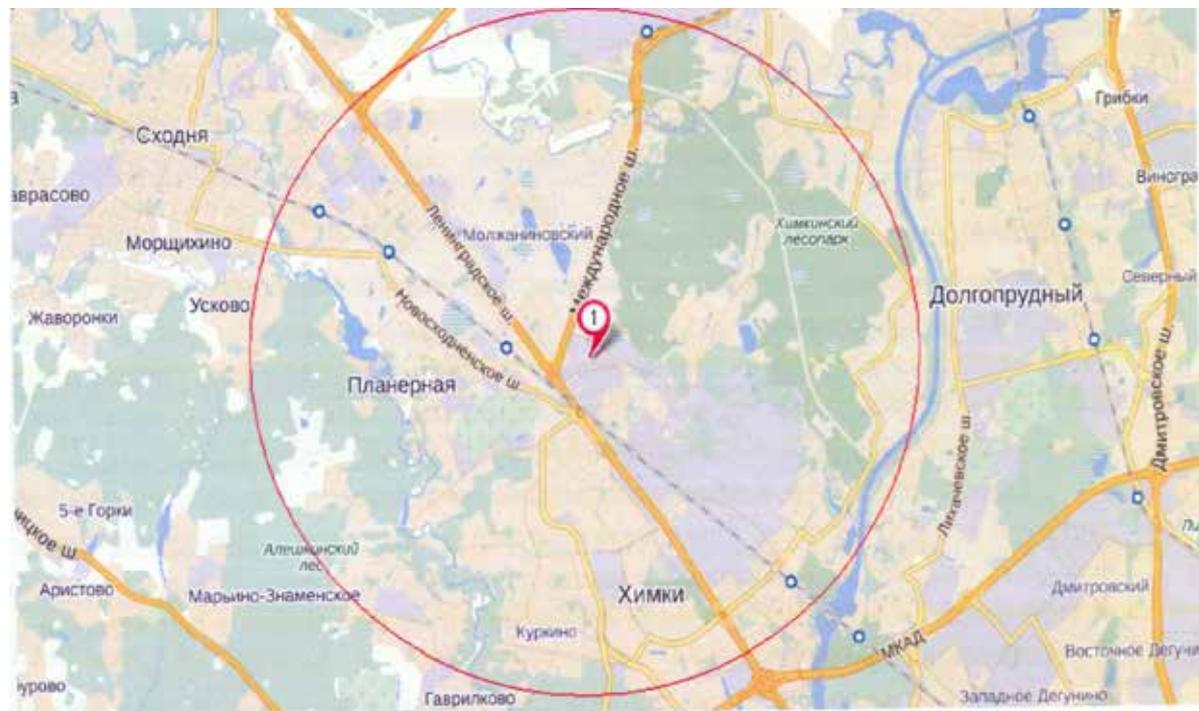


Рис. 7 Пятикилометровая зона вокруг ПЗРО «Планерная»

Отходы, находящиеся на ПЗРО «Планерная», должны быть извлечены из мест их размещения и перезахоронены в пункте захоронения радиоактивных отходов, а территория площадки реабилитирована.

Хотя активность Sr-90 во всех скважинах за пределами площадки в настоящее время меньше уровня вмешательства по Sr-90 (4,9 Бк/кг), при условии, что рассматриваемые грунтовые воды не используются ни в питьевых, ни в других целях в пределах ПЗРО «Планерная» и влияние распространения радионуклидов с территории ПЗРО «Планерная» с грунтовыми водами на население, проживающее в окрестностях площадки, оценивается как дополнительное облучение населения дозой в 3,3 мкЗв/год,

нельзя исключать возможность использования этих грунтовых вод в питьевых и хозяйственных целях, что увеличивает радиационную опасность находящихся на площадке радионуклидов, в первую очередь, Sr-90, и требует разработки мер противодействия, вплоть до перезахоронения находящихся на площадке загрязненных радионуклидами отходов в специализированном пункте захоронения РАО и реабилитации территории площадки.

К проекту реабилитации ПЗРО «Планерная»

Реабилитационным работам должно предшествовать комплексное инженерное и радиационное обследование ПЗРО «Планерная», на основании которого составляется подробный проект деятельности на территории ПЗРО, включающий перезахоронение отходов и подготовку частей площадки для дальнейшего использования.

Основная технология, которую планируется использовать при реабилитации ПЗРО «Планерная», заключается в чередовании фрагментирования и дозиметрической сепарации твердых отходов с целью разделения их на радиоактивно безопасные производственные отходы (ПО) и твердые радиоактивные отходы (ТРО).

Общий объем демонтируемого железобетона - до 1200 куб. м;

Общий объем подлежащего выемке грунта - до 5000 куб. м,

Общий объем грунта, содержащего РАО - до 1500 куб. м

Обеспечение радиационной безопасности

Технологический радиационный контроль проводится с целью исключения попадания радиоактивности в материалы, отнесенные к промышленным отходам (ПО), и, соответственно, с целью заключения материалов, содержащих источники радиоактивности – твердые радиоактивные отходы (ТРО), в специализированные контейнеры.

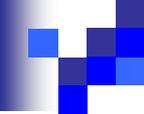
Контроль радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды включает в себя **оперативный контроль**, который будет проводиться на протяжении времени выполнения работ на ПЗРО «Планерная», и **плановый контроль**, проводящийся после завершения реабилитационных работ на площадке в течение 3-5 лет.

Предусмотрено создание:

- системы непрерывного автоматизированного контроля аэрозольной активности на внешней границе площадки с учетом розы ветров;
- системы автоматизированного контроля радиоактивности грунтовых вод - УДКС-01 «Пеликан», содержащей три радиометрических установки УДГП-01, размещенных в наблюдательных скважинах, которые пробурены по периметру и за территорией площадки на направлениях наиболее вероятного стока грунтовых вод;
- системы индивидуального мониторинга облучаемости персонала объекта, расположенного на месте ликвидированного захоронения радиоактивных отходов.

Оценка общей стоимости мероприятий

Оценка общей стоимости мероприятий по реабилитации ПЗРО «Планерная», находящейся на территории ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, при проведении работ в 2016 – 2018 гг. составляет 2,18 млрд. руб.



Методы обследования кладок УГР при их ВЭ

**Буланенко В.И.
снс ГНЦ РФ-ФЭИ**

Вывод из эксплуатации УГР

- В настоящее время, в России окончательно остановлены для ВЭ 13 промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР), 1 и 2-ой блок Белоярской АЭС (с реакторами АМБ-100 и АМБ-200), реактор АМ первой в мире АС, истекает срок эксплуатации блоков ЭГП-6 Билибинской АЭС. Кроме этого, продолжают работать 11 АС с реакторами РБМК-1000.
- За длительный период эксплуатации на уран-графитовых реакторах имели место аварии с технологическими каналами. Подобные аварии с разрушением или обрывом технологической трубы, разгерметизацией тепловыделяющих сборок, а также при ликвидации последствий аварии сопровождаются поступлением просыпей топлива в графитовую кладку.

Вывод из эксплуатации УГР

- ВЭ УГР существенно осложнен проблемой утилизации радиоактивного реакторного графита, который загрязнен продуктами активации (ПА), продуктами деления (ПД) и младшими актиноидами (МА).
- В графитовых кладках возможно наличие просыпей ядерного топлива, образовавшихся в результате аварийных ситуаций, связанных с разрушением твэлов и попаданием части топлива в графитовую кладку.
- Поэтому выбор оптимальной концепции ВЭ зависит от результатов комплексного инженерного и радиационного обследования (КИРО), с учетом которых и определяться необходимость и достаточность мер по обеспечению ядерной и радиационной безопасности на этапе длительного останова.

Исследования кладок

- n За период более 20 лет накоплен большой практический опыт выполнения КИРО с целью определения активности и нуклидного состава загрязнения графитовых кладок и технологических систем ПУГР специалистами **ОАО «ОДЦ УГР», ОАО «СХК», ФГУП ГНЦ РФ-ФЭИ, НИЯУ МИФИ, ИФХЭ РАН, ФГУП «ПО «Маяк», ОАО «ГХК» и ИПБЯЭ РНЦ КИ.**

Перечень долгоживущих и биологически значимых радионуклидов в кладке УГР

- Чистые бета-излучатели - продукты активации (ПА)** (углерод, примесные элементы в графите, сталь: ^{14}C , ^3H , ^{59}Ni , ^{63}Ni и др.) и продукты деления (ПД) (^{90}Sr , ^{93}Zr , ^{99}Tc , ^{151}Sm и др.). Эти радионуклиды вносят доминирующий вклад в бета-активность графитовой кладки;
- Бета- и гамма-излучатели - продукты активации (сталь, примесные элементы в исходном графите: ^{60}Co , ^{94}Nb , $^{93\text{m}}\text{Nb}$ и др.) и продукты деления (^{134}Cs , ^{137}Cs , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{126}Sb , ^{152}Eu и др.).** Большинство радионуклидов этой группы имеют высокие гамма-постоянные, определяющие мощность дозы γ -излучения в кладке;
- Высокоактивные младшие актиноиды (МА), включающие изотопы Pu, Am и Cm.** Эти радионуклиды являются, в основном, источником альфа-частиц и нейтронов.

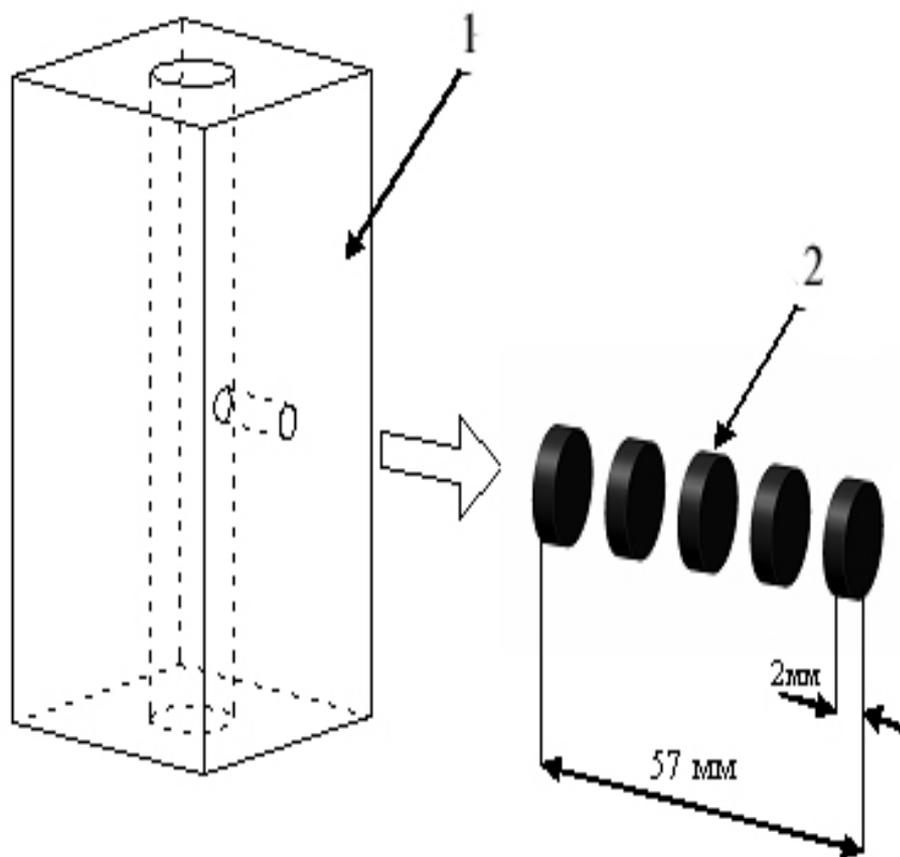
Методы обследования графитовых кладок

- n Разрушающими методами определялось активность перечисленных выше радионуклидов в отобранных образцах с применением комплекса спектрометрического и радиометрического оборудования в лабораторных условиях. Результаты этих исследований использовались для выявления закономерностей образования радионуклидов и их миграции по объему кладки
- n Неразрушающими методами определялась масса ядерных материалов в виде просыпей и фрагментов топлива в графитовых кладках ПУГР. Для этого специалистами ФЭИ была разработана расчетно-экспериментальная методика.

Разрушающие методы

- n **Использование разрушающих методов с применением разработанных устройств пробоотбора позволило получить более детальную информацию по нуклидному составу загрязнения в основных конструкциях реакторов.**
- n **Пробоотбор образцов графита производится посредством разработанной на ОАО «СХК» уникальной технологии горизонтального и вертикального выбуривания образцов из графитовых блоков расположенных в любой ячейке реактора на выбранной высоте кладки.**
- n **Пробы графита отбирали по высоте технологического тракта. В результате исследований отобранные образцы из графитовых кладок и извлеченные детали из других конструкций позволили оценить количественный и качественный состав радионуклидов для выявления закономерностей образования радионуклидов и их миграции по объему кладки.**

Схема отбора образцов из графитового блока для измерений



- 1– графитовый блок;
- 2– образец графита

Спектрометрическое и радиометрическое оборудование

- n Гамма–спектрометрия с использованием детекторов, имеющих разное энергетическое разрешение и эффективность (HPGe и CdZnTe).
- n Радиохимия и последующая α – и β –радиометрия с использованием жидкостной сцинтилляционной спектрометрии.
- n γ/X –спектрометрия с использованием планарных LEGe-детекторов для определения активности ^{241}Am и ^{244}Cm .
- n Измерения излучения Вавилова-Черенкова.

Разрушающий анализ

- n Анализ по длине отобранных кернов позволил оценить распределение радионуклидов по толщине деталей кладок.
- n Активность поверхностных слоев графита значительно выше внутренних. Активность внутренних слоев определяется, в основном, продуктами активации, тогда как активность поверхностных слоев – продуктами деления и актиноидами. Причем активность ПА и МА на поверхностях графитовых блоков в десятки и сотни раз выше, чем в объеме блоков.
- n Наибольший интерес представляет ^{14}C , который образуется во внутренних слоях в результате последовательных реакций $^{12}\text{C}(n,\gamma)\rightarrow^{13}\text{C}(n,\gamma)^{14}\text{C}$ и при задержке азота в поверхностных порах графита по реакции $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$. Активность ^{14}C в графите ПУГР будет преобладать в течение длительного времени, спустя 100 лет.
- n Основными дозообразующими нуклидами являются ^{60}Co и ^{137}Cs .
- n Наибольший вклад в активность смеси актиноидов вносит ^{244}Cm .

Методика определения массы просыпей

Составные части расчетно-экспериментальной методики:

- Программные расчеты радионуклидного состава, удельных радиационных характеристик просыпей, образование которых связано с конкретной датой и местом аварии (аварийной ячейкой) и последующей эксплуатацией реактора, а также продуктов активации конструкционных элементов кладки и примесей в графите.
- Радиационное обследование графитовой кладки, включающее нейтронное и фотонное зондирование графитовой кладки как вблизи аварийных ячеек, так и в расширенных областях кладки. Зондирование детекторами нейтронов и фотонов осуществляют перемещением зондов по всей высоте канального отверстия ячейки.
- Обработка данных зондирования графитовой кладки, их интерпретация и определение искомым характеристик просыпей топлива их массы в графитовой кладке с использованием разных моделей. На графитовую кладку каждого реактора разрабатывается заключение по обеспечению ядерной безопасности с привлечением также данных анализа активности проб графита.

Программно-аппаратный комплекс ПАК

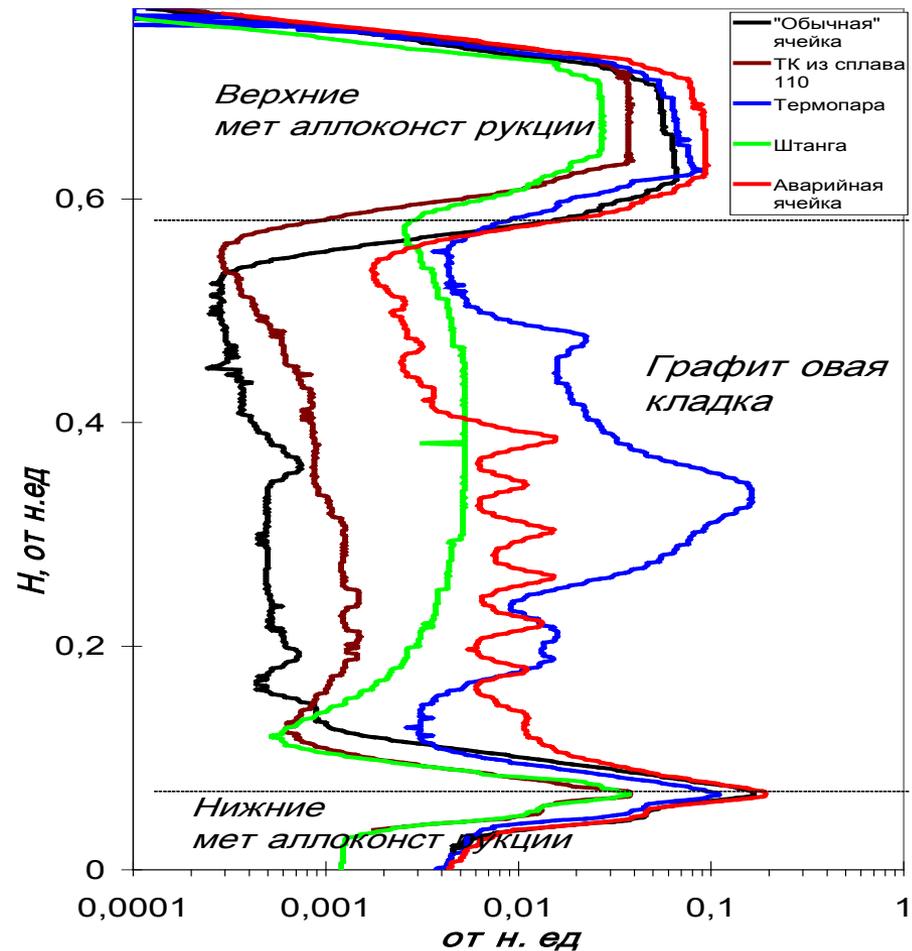
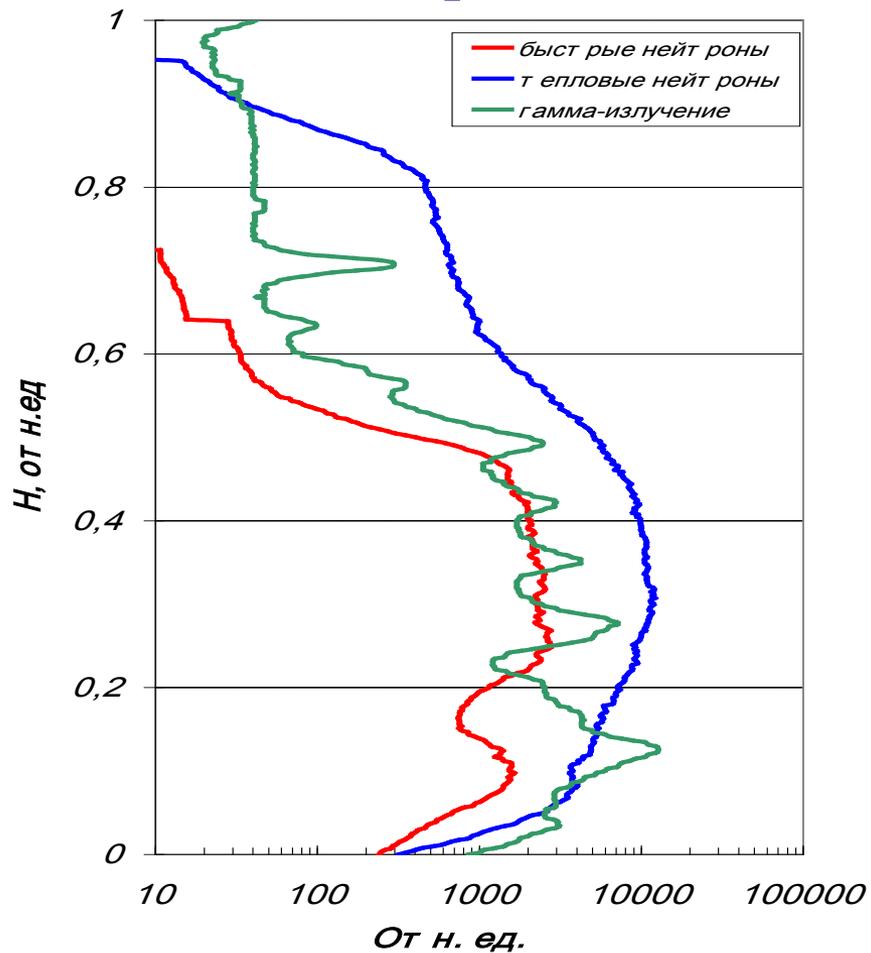
- ◆ Блок управления и регистрации на базе спектрометрического комплекса СКС-50М-Г43 со специализированным программным обеспечением.
- ◆ Защищенный портативный компьютер.
- ◆ Электромеханическое устройство сканирования «Сканер-ЭУС».
- ◆ В состав СКС-50М-Г43 входят:
 - .. спектрометрический тракт на основе одноплатного процессора импульсных сигналов SBS-77;
 - .. блок детектирования гамма-излучения на основе сцинтилляционного кристалла с встроенным коллиматором;
 - .. блок детектирования быстрых нейтронов БДБН-002П на базе счетчика нейтронов типа СНМ-12 с использованием CH_2 замедлителя и Cd чехлом;
 - .. блок детектирования тепловых нейтронов БДТН-002П на базе счетчика нейтронов типа СНМ-12;
 - .. блок детектирования мощности дозы гамма-излучения БДМГ-002П на основе кремниевого Si-pin детектора

«Сканер-ЭУС» блоки детектирования



Электромеханическое устройство сканирования "Сканер-ЭУС" (слева), блоки детектирования фотонов, тепловых и быстрых нейтронов (справа). ПАК разработан по ТЗ ОАО «ОДЦ УГР», которое создано не только для решения задач ВЭ реакторного завода СХК, но и для решения аналогичных задач в целом по всей атомной отрасли России.

Сканирование ячеек ПУГР



Распределение полей нейтронного и гамма-излучения по высоте аварийной ячейки кладки ПУГР АДЭ-3

Характерные распределения гамма-полей по высоте тракта ПУГР ЭИ-2

Результаты сканирования ячеек

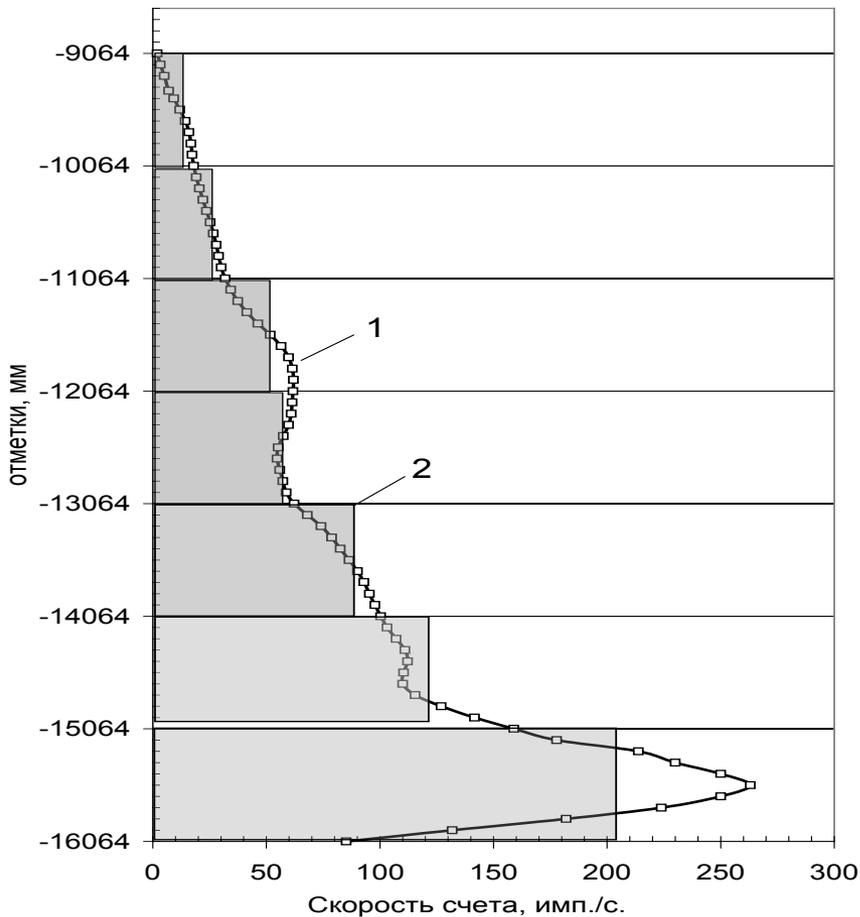
- n Регистрируемые потоки тепловых и быстрых нейтронов и их C_d соотношение менее 20 однозначно связаны с присутствием в кладке просыпей ядерного топлива.
- n После выполнения работ по расчистке и разделке аварийных ячеек происходило смещение графитовых блоков и образование дефектов, при этом образовавшиеся пустоты (зазоры, дефекты) заполнялись смесью графита и топлива. В результате значительное количество ПД и МА, локализовано в дефектах, а также в горизонтальных и вертикальных зазорах.
- n Просыпи фрагментов топлива сосредоточены непосредственно (более 80%) в аварийной ячейке, но при этом фрагменты могут быть локализованы как в стыках и дефектах, так и «размазаны» по высоте ячейки.
- n Под воздействием эксплуатационных факторов произошел перенос фрагментов топлива в прилегающие области графитовой кладки, образовав в некоторых случаях на достаточно удаленных расстояниях от аварийных ячеек объемные зоны с повышенной концентрацией ПА и МА.

Расчетные модели локализации

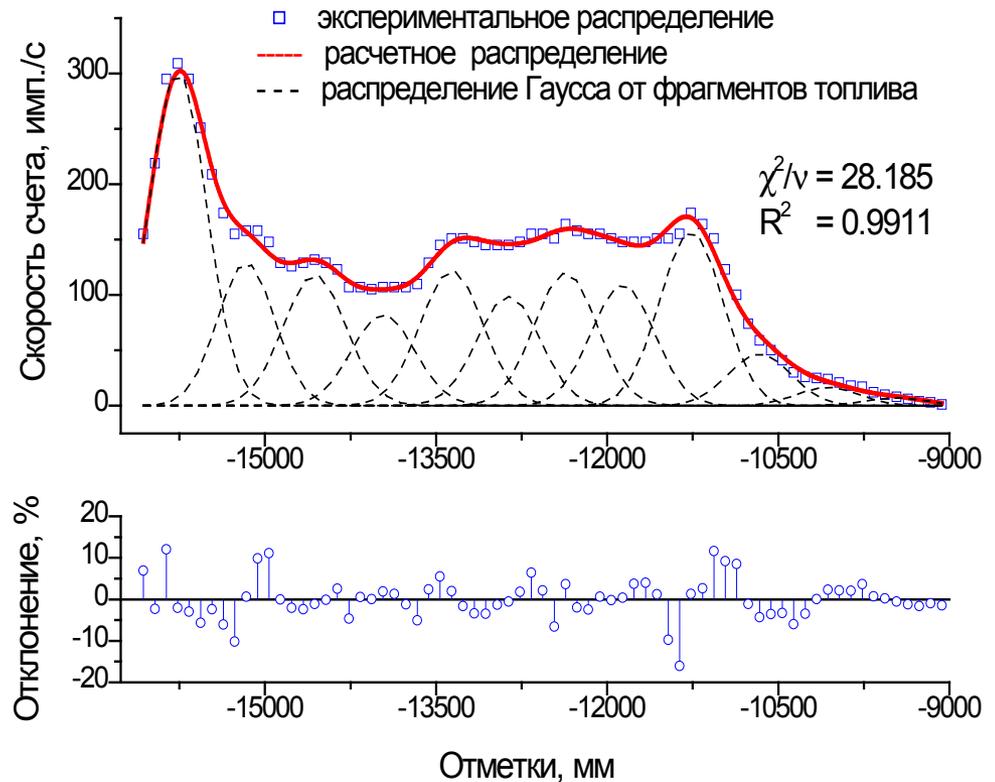
Для обработки результатов измерений и их анализа разработаны расчетные модели локализации просыпей топлива:

- ✓ **Линейная модель «локализации»** по данным зондирования в ячейках, смежных с аварийной. Усредненные показания зондов и удельных выходов нейтронов на участке локализации просыпей, равном 1 м.
- ✓ **Модель объемного «переноса»** по данным зондирования каждой ячейки, включая и аварийные ячейки. Усредненные показания зондов и удельных выходов нейтронов на участке локализации просыпей, равном 1 м.
- ✓ **Модель «многоточечной локализации»** - процедура разложения интегрального распределения потока быстрых нейтронов на отдельные его составляющие (симметричные распределения от точечных источников). Подобная процедура применяется для обработки гамма-спектров, например, при определении изотопного состава ЯМ.

Модельные приближения



Линейная модель «локализации»
Распределение плотности потока быстрых нейтронов по высоте ячейки



«Многоточечная модель»
Разложение интегрального распределения потока быстрых нейтронов

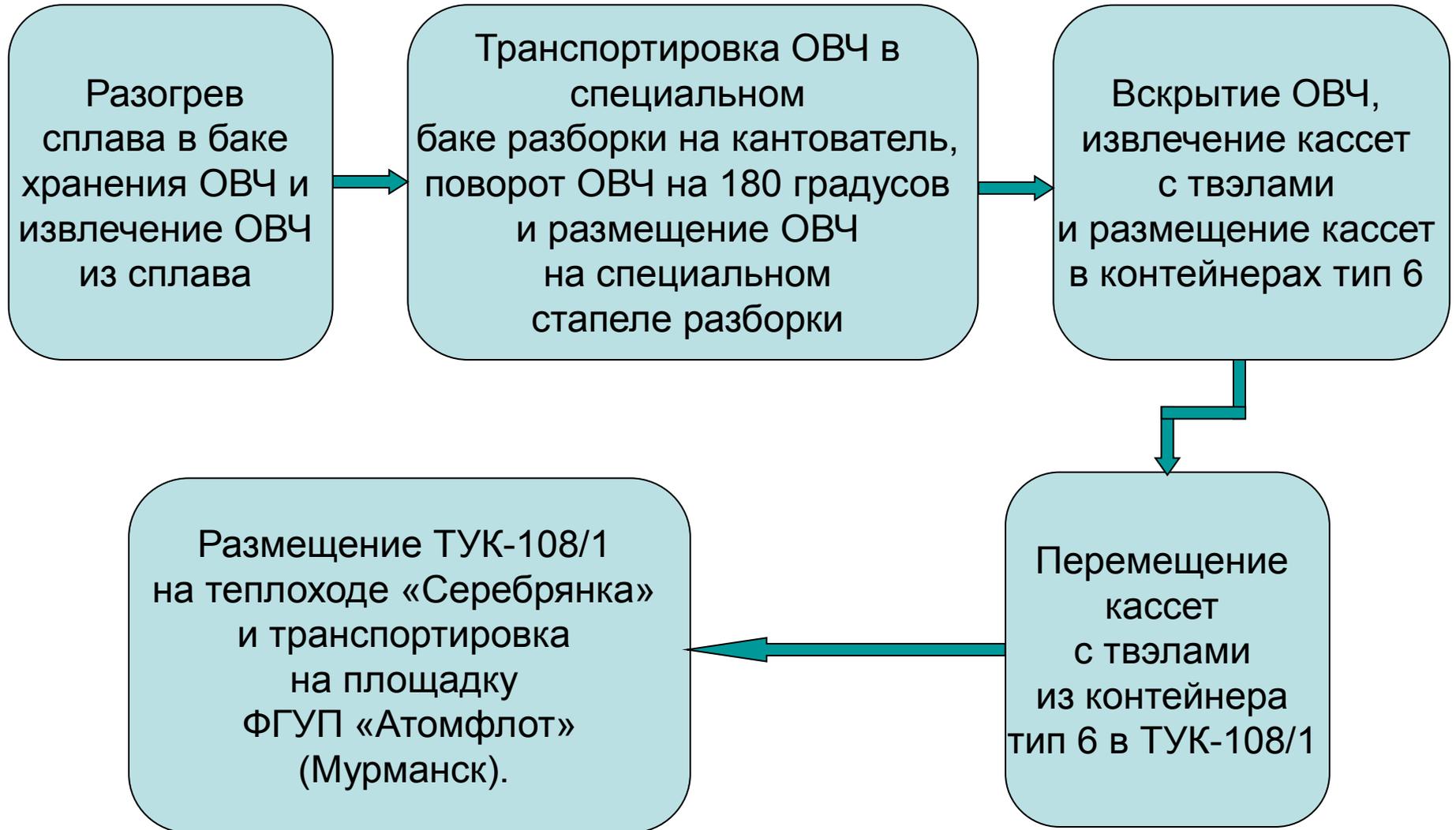
Выводы

- n **Радиационное обследование кладок является важнейшей составной частью КИРО УГР, и его результаты вносят в информационную базу данных.**
- n **Результаты обследования позволили получить достаточно полную информацию о радиационных характеристиках радионуклидов для формирования соответствующей базы данных каждого реактора, а также для оценки состояния ЯБ графитовых кладок УГР при их ВЭ.**
- n **Для целей ВЭ достаточно определить:**
 - **Границы зон локализации нейтрон- и (или) гамма-излучающих радиоактивных нуклидов, которые определяются при зондировании соответствующими зондами по высоте и радиусу графитовой кладки;**
 - **Абсолютные количества просыпей топлива, активности бета- и гамма-излучателей в зонах локализации и в объеме кладки .**
 - **Зондируемые области кладки по ее высоте и радиусу (числу ячеек) (определяются аварийными ячейками и технико-экономическими соображениями).**

**ПРОВЕДЕНИЕ РАСЧЕТОВ В ОБОСНОВАНИЕ
РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ
ВЫГРУЗКЕ И РАЗБОРКЕ АКТИВНЫХ ЗОН
ОТРАБОТАВШИХ ВЫЕМНЫХ ЧАСТЕЙ
РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ
ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ АПЛ В П.ГРЕМИХА**

Е.В.Девкина, А.Н.Николаев, И.Р. Суслов, В.А.Чернов
АО ГНЦ РФ - ФЭИ, г. Обнинск

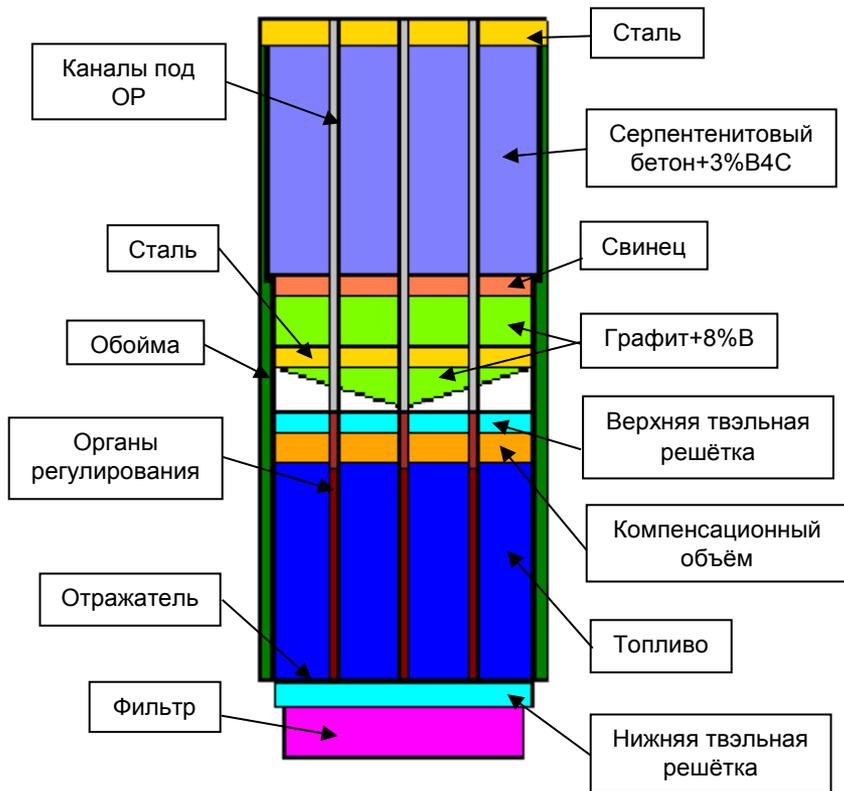
Технологические операции



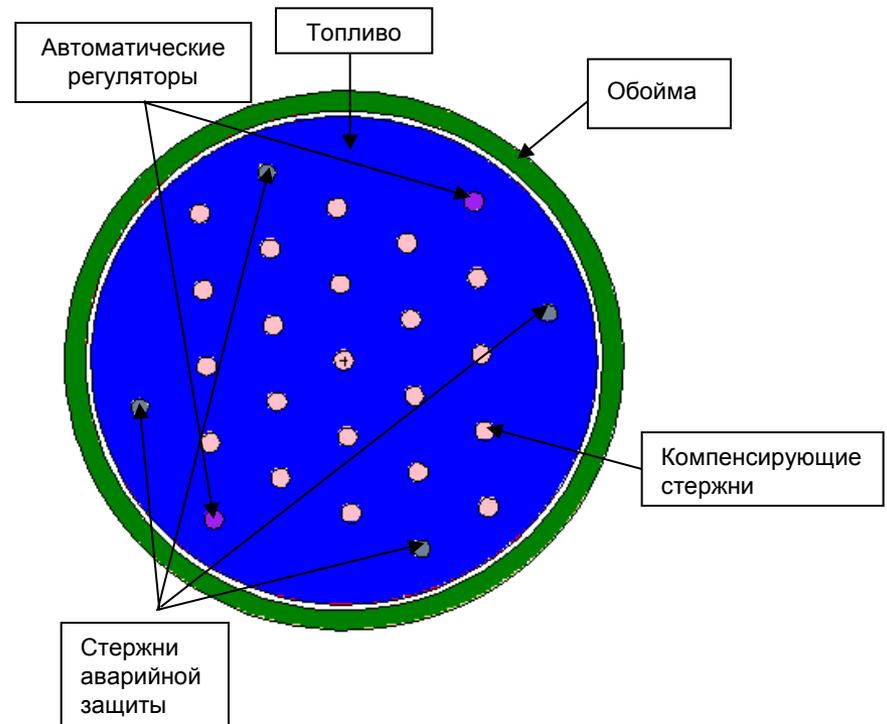
Расчетные исследования

- обоснования ядерной безопасности ОВЧ, ОЯТ в ТУК-108/1, ОЯТ в контейнере тип-6;
- оценка радиационной обстановки в местах работы персонала;
- расчет дозовых нагрузок на персонал;
- расчет и усовершенствование радиационной защиты для бака разборки ОВЧ, на стапеле, где проводится разборка ОВЧ, и для теневых защит на остальных устройствах.

Расчётная модель ОВЧ

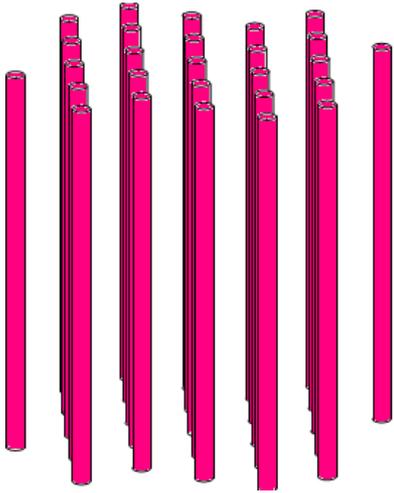


Продольное сечение ОВЧ

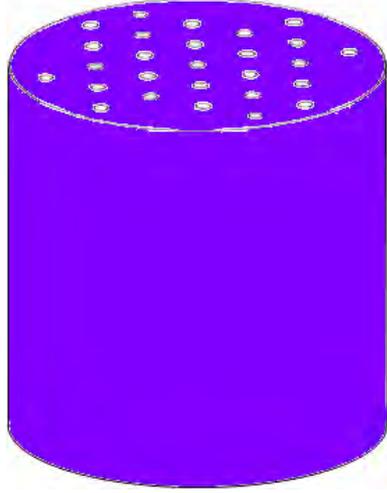


Поперечное сечение ОВЧ

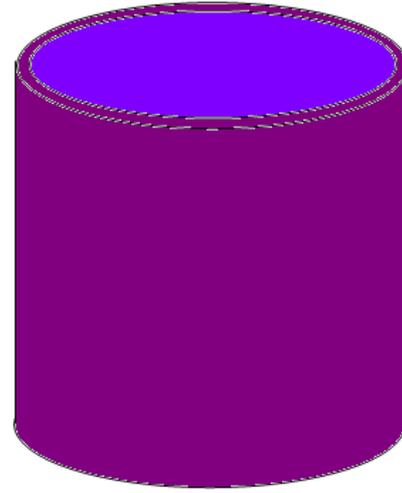
Конфигурации источников



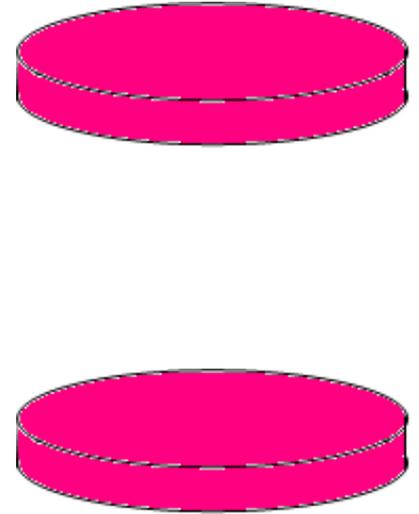
Источник от органов регулирования



Источник от топлива (γ и n)



Источник от корпуса реактора



Источник от ТВЭЛЬНЫХ решёток

Схема расположения точек детектирования для кассет, расположенных в контейнерах ТК-6 и ТУК-108/1.

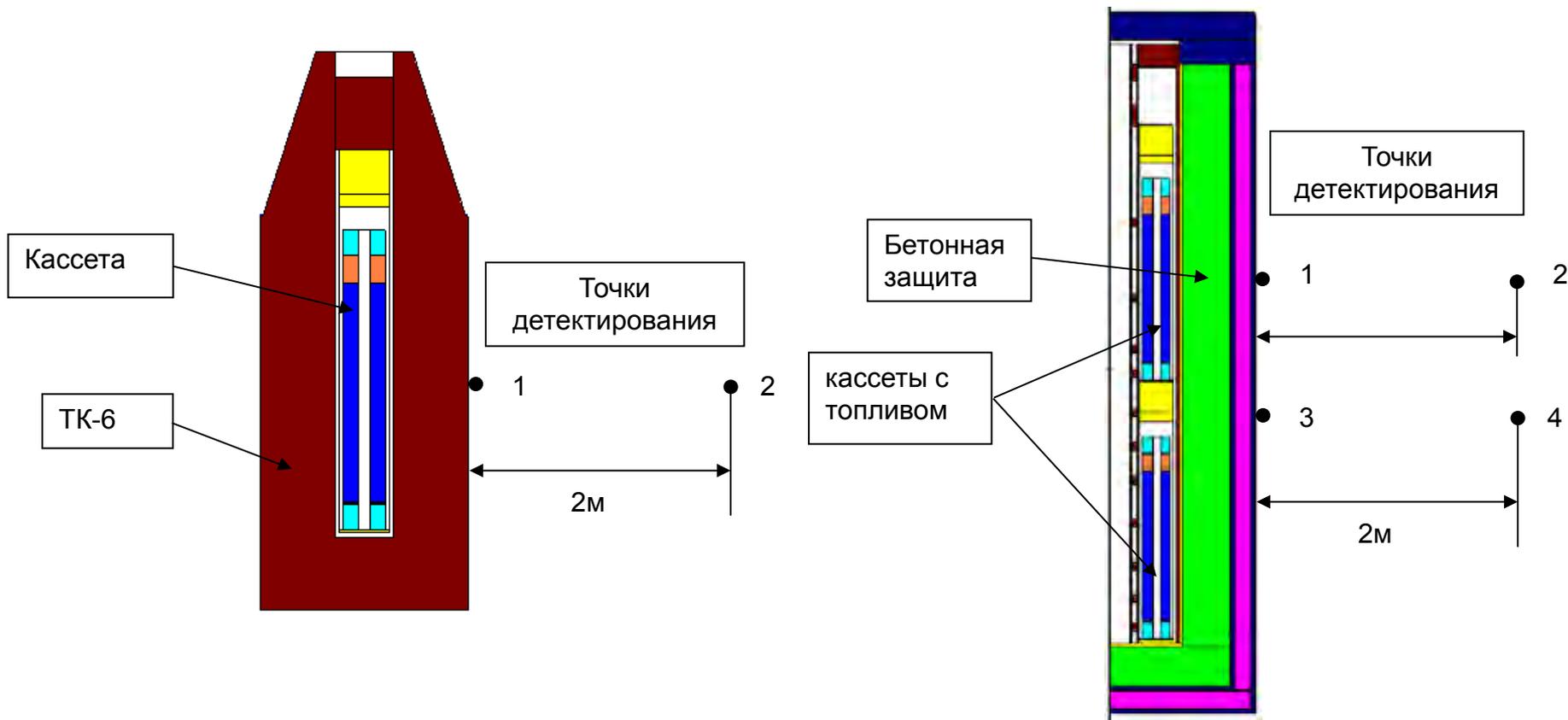
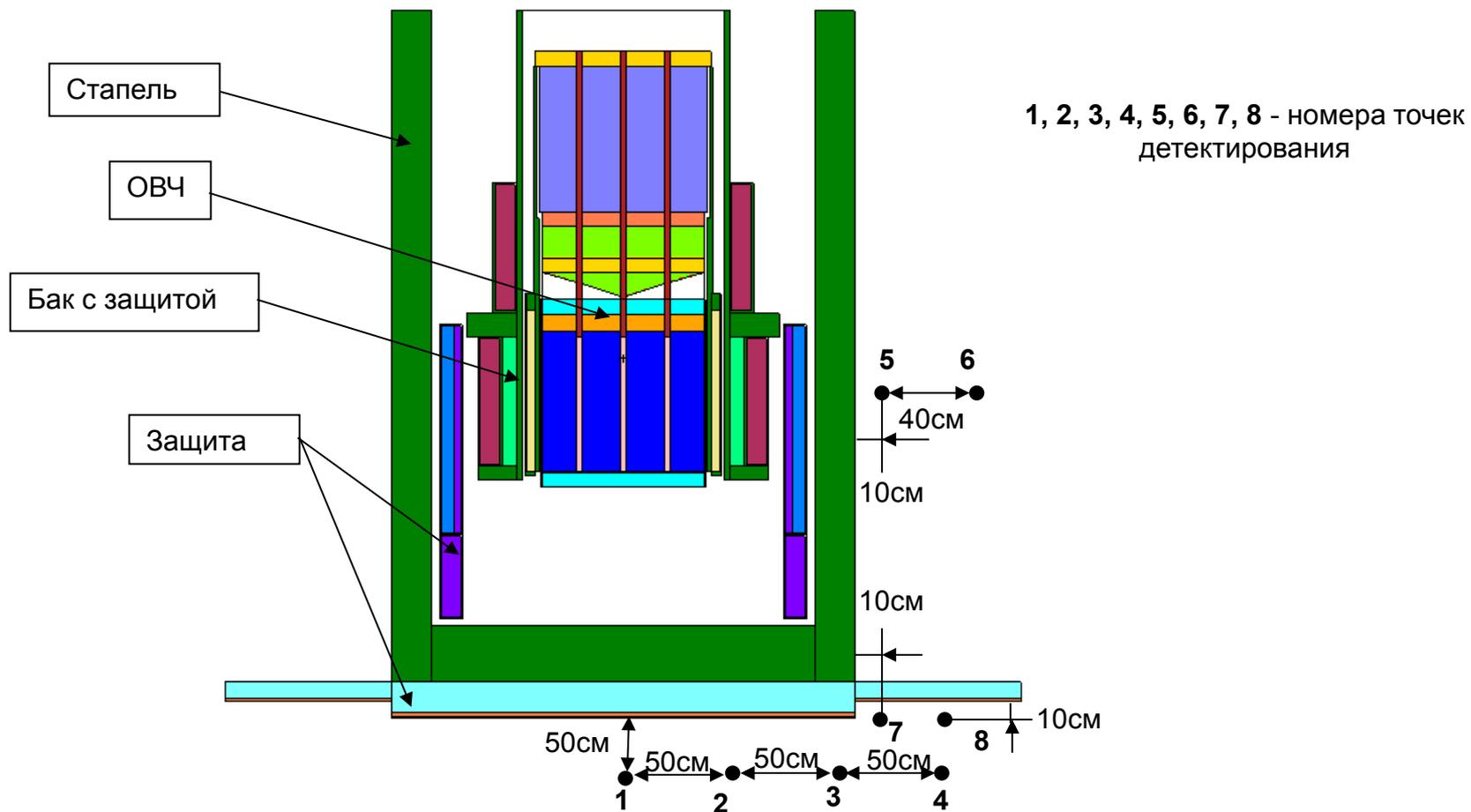


Схема расположение точек детектирования для ОВЧ на стапели.



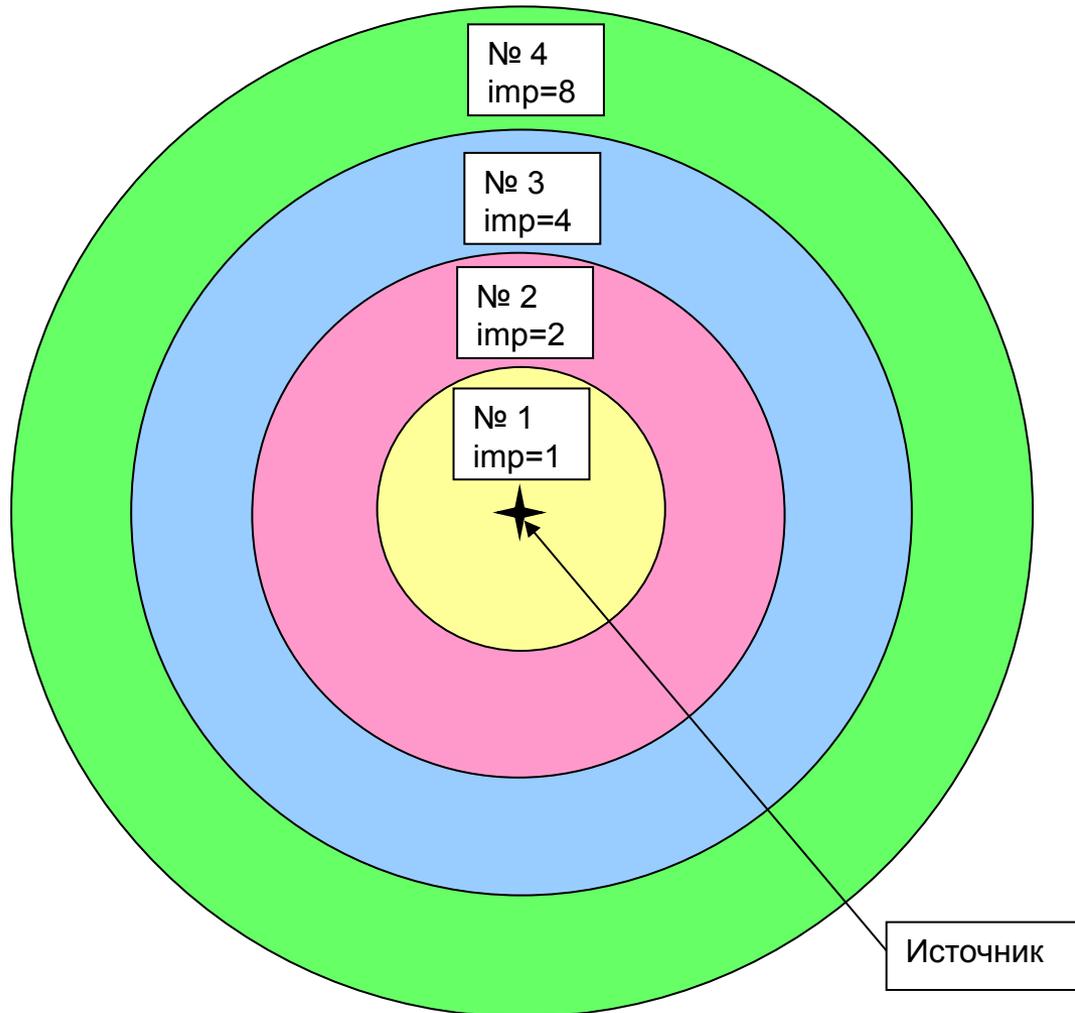
Методы
понижения
дисперсии

```
graph TD; A[Методы понижения дисперсии] --- B[Задание различной ценности в ячейках]; A --- C[Методика итерации весовых окон];
```

Задание
различной
ценности в ячейках

Методика
итерации
весовых окон

Задание различной ценности в ячейках



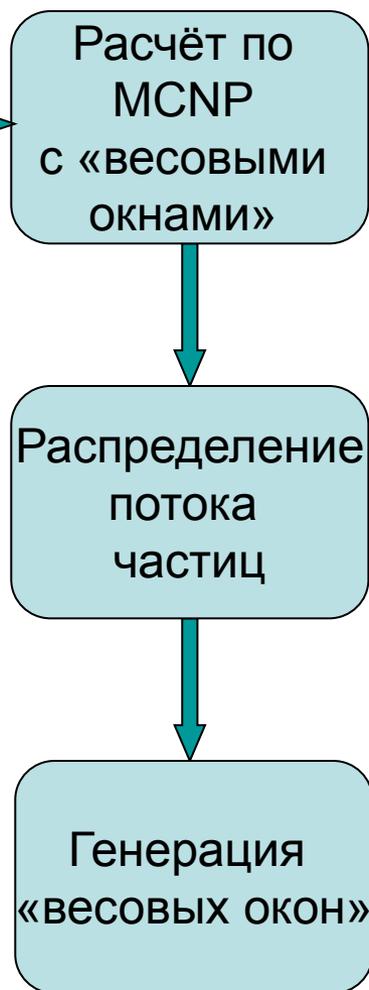
imp – значение
ценности ячейки

Методика итерации весовых окон

1 шаг



2 шаг



последний шаг

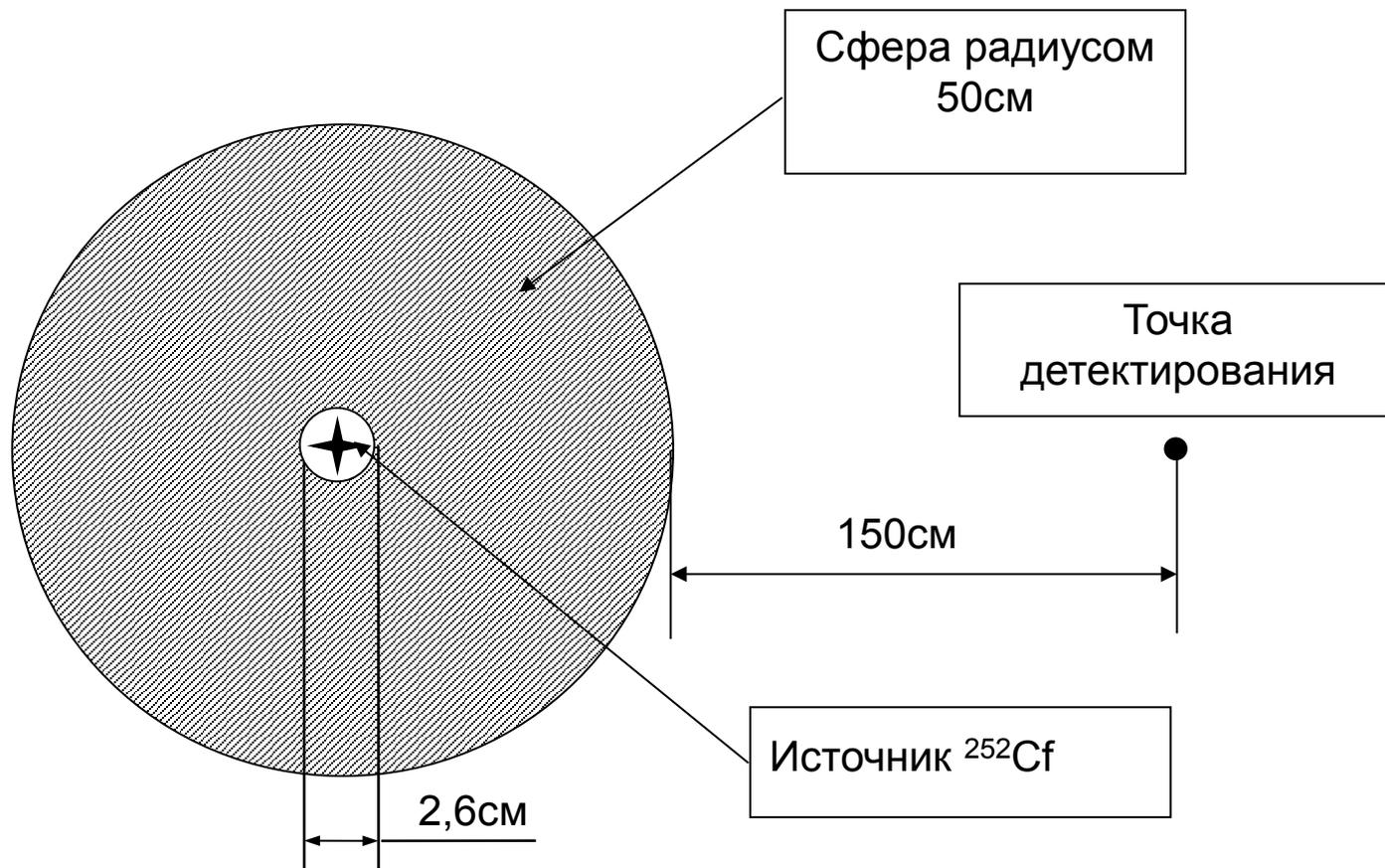


Результаты расчётов мощностей доз, мкЗв/час

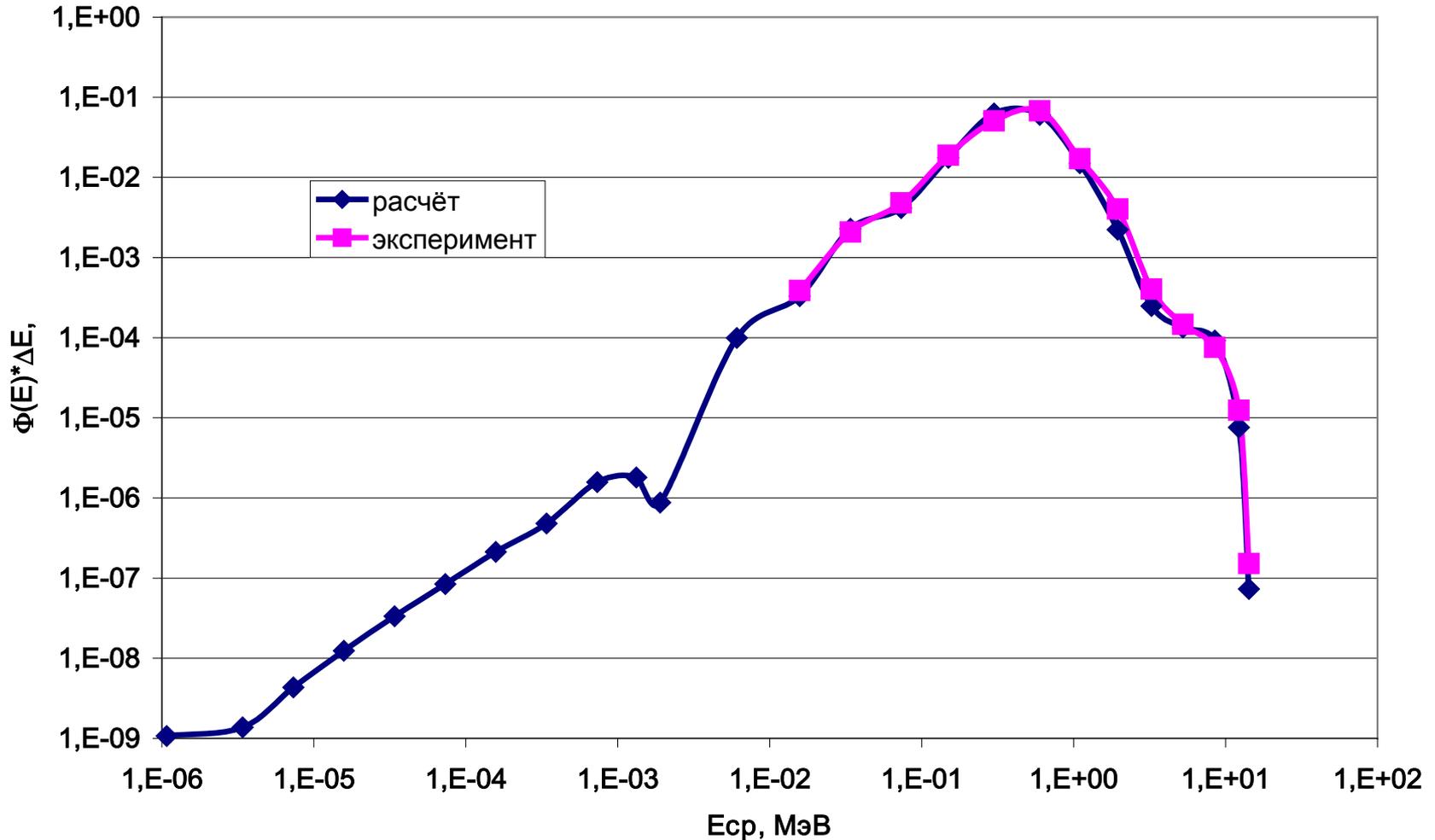
	ТК-6	ТУК 108/1	ОВЧ на стапели
На поверхности	1171,80	1368,46	8,52
На расстоянии 2м для контейнеров, 50см для ОВЧ	36,21	158,22	15,7

Полученные рассчитанные мощности дозы излучения удовлетворяют требованиям НП-053-04 для транспортировки ядерных материалов (не превышают 2 мЗв/ч на поверхности контейнера и 0.1 мЗв/ч на расстоянии 2 м от поверхности контейнера).

Расчетная модель «benchmark» эксперимента.



Экспериментальные и расчётные распределения интегрального потока нейтронов в точке детектирования.



Заключение

- Выбранная расчётная модель хорошо описывает реальную конструкцию контейнеров и радиационной защиты. Смоделированные источники учитывают основные виды излучения.
- Прямой расчёт по MCNP не всегда даёт результаты с допустимой погрешностью. Для получения достоверных расчётных данных требуется использовать методы понижения дисперсии. Для простой геометрии достаточно применять метод задания различной ценности ячеек. Для более сложной лучше применять метод итерации весовых окон.
- В целом результаты расчётных исследований обеспечили необходимой информацией проведение работ по выгрузке отработанного ядерного топлива из ОВЧ.

10-я юбилейная Российская научная конференция БД

ПРИНЦИПЫ СОЗДАНИЯ БАНКА ДАННЫХ ПО АКТИВАЦИОННЫМ ХАРАКТЕРИСТИКАМ ЗАЩИТНЫХ БЕТОНОВ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Былкин Б.К.●., Енговатов И.А.●●., Иваненко М.В. ●●
Кожевников А.Н.●., Синюшин Д.К. ●●

- - НИЦ «Курчатовский институт» Москва
- - ГБОУ ВПО Московский государственный строительный университет (МГСУ) Москва

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- Одним из источников радиоактивных отходов, а, следовательно, и источником потенциальной опасности для населения и окружающей среды, является наведенная активность (активация) оборудования, конструкционных и защитных материалов под действием нейтронов, генерируемых активной зоной реактора. В ряде документов как отечественных, так и зарубежных неоднократно высказывалась мысль о необходимости использования мер и приемов, способствующих будущему выводу из эксплуатации как действующих, так и вновь проектируемых ядерных установка. В проекте строительства блока АС должны быть предусмотрены решения, направленные на обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации. Это выбор материалов для изготовления оборудования, систем и конструкций блока АС, обеспечивающих низкий уровень их активации за весь период эксплуатации блока АС и минимальное количество радиоактивных отходов при выводе из эксплуатации блока АС [1-2]. Кроме того, учитывая нарастающее количество выводимых ядерных установок из эксплуатации, возникла проблема корректных оценок объемов радиоактивных отходов за счет демонтажа защитных конструкций. Это в немалой степени с тем фактом, что затраты на обращение, хранение и захоронение радиоактивных отходов могут достигать значений, которые будут превосходить финансовые возможности эксплуатирующих организаций [3].

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- активируемых компонент и сырья для сталей и железобетонов [8 -10].
- Кроме того при выводе из эксплуатации и подготовке к выводу из эксплуатации ядерных установок (в основном блоков АС и исследовательских реакторов) возникает практическая потребность оценить объемы радиоактивных отходов за счет активации, их классификацию и прогноз изменения в зависимости от времени выдержки. К сожалению, информации по содержанию активационно-опасных элементов (на уровне примесей и следов) в материалах радиационной защиты практически нет и, что самое печальное, пока даже нет понимания, где такая информация должна собираться и храниться.
- Таким образом, решение проблемы наведенной активности материалов и конструкций реакторных установок преследует две основные цели.
- **Первая** - целенаправленный выбор на этапе проектирования и строительства реакторных установок наименее активируемых бетонов для радиационно-тепловой защиты реактора.
- **Вторая** - моделирование составов бетонной защиты действующих и выведенных из эксплуатации реакторных установок при прогнозных расчетах активности материалов и объемов радиоактивных отходов.

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- Расчетные оценки показали, что наведенная активность конструкционных и защитных материалов в различные периоды после окончательного останова реактора определяться ограниченным числом из 5-7 элементов, на изотопах которых образуются долгоживущие радионуклиды, важнейшими из которых для бетонов являются – литий, европий, кобальт, железо, никель, ниобий, кальций. Концентрация таких элементов как европий, кобальт, никель и ниобий составляет 10^{-2} - 10^{-7} процентов по массе. Содержание железа и кальция достигает единиц и десятков процентов по массе [4 - 10].

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- Расчетные оценки показали, что наведенная активность конструкционных и защитных материалов в различные периоды после окончательного останова реактора определяться ограниченным числом из 5-7 элементов, на изотопах которых образуются долгоживущие радионуклиды, важнейшими из которых для бетонов являются – литий, европий, кобальт, железо, никель, ниобий, кальций. Концентрация таких элементов как европий, кобальт, никель и ниобий составляет 10^{-2} - 10^{-7} процентов по массе. Содержание железа и кальция достигает единиц и десятков процентов по массе [4 - 10].

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

I - от 1 года до 25 лет	II – от 25 до 100 лет	III – от 100 до 1000 лет
^3H	^3H	^{41}Ca
^{55}Fe	^{41}Ca	^{63}Ni
^{60}Co	^{60}Co	
^{134}Cs	^{63}Ni	
^{154}Eu	^{152}Eu	
^{152}Eu	^{154}Eu	

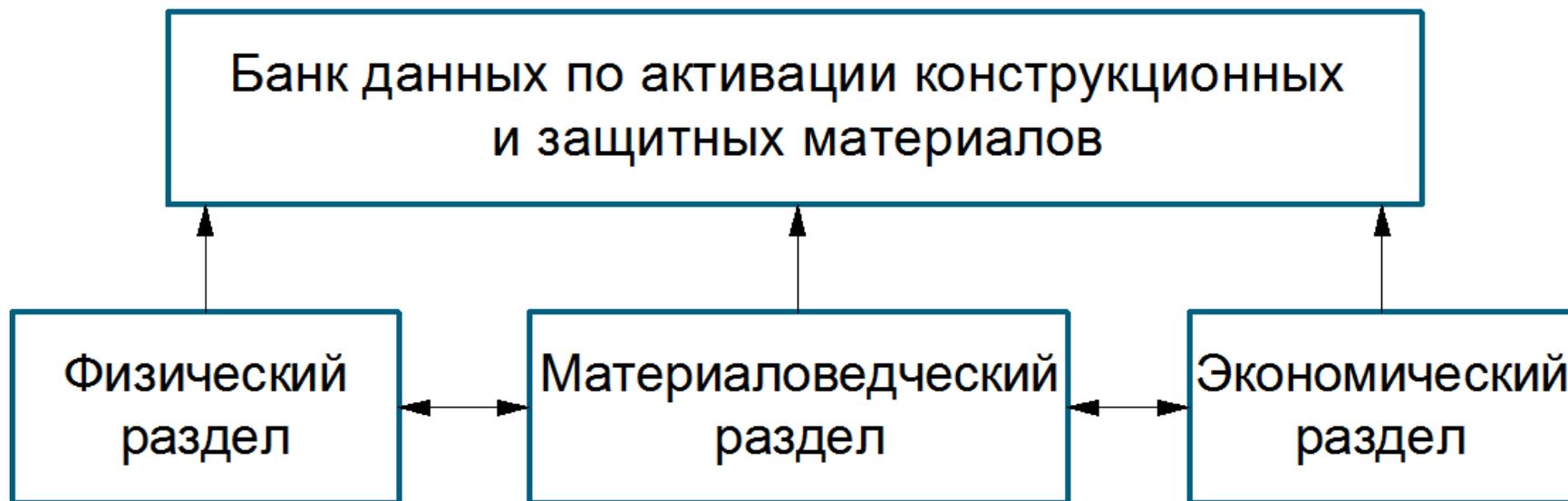
10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- К сожалению, информации по содержанию активационно-опасных элементов (на уровне примесей и следов) в материалах радиационной защиты практически нет и, что самое печальное, пока даже нет понимания, где такая информация должна собираться и храниться.
- Таким образом, решение проблемы наведенной активности материалов и конструкций реакторных установок преследует две основные цели.
- **Первая** - целенаправленный выбор на этапе проектирования и строительства реакторных установок наименее активируемых бетонов для радиационно-тепловой защиты реактора.
- **Вторая** - моделирование составов бетонной защиты действующих и выведенных из эксплуатации реакторных установок при прогнозных расчетах активности материалов и объемов радиоактивных отходов.

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- В состав информационной системы в качестве самостоятельного блока должен входить банк данных по наведенной активности материалов радиационной защиты ядерных установок. В укрупненном виде банк данных по наведенной активности состоит из трех основных разделов, условно названных: физический, материаловедческий и экономический. Структурная блок – схема банка данных по активации представлена на рис.1.
- Рис.1. Блок-схема банка данных по активации
-

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО



10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

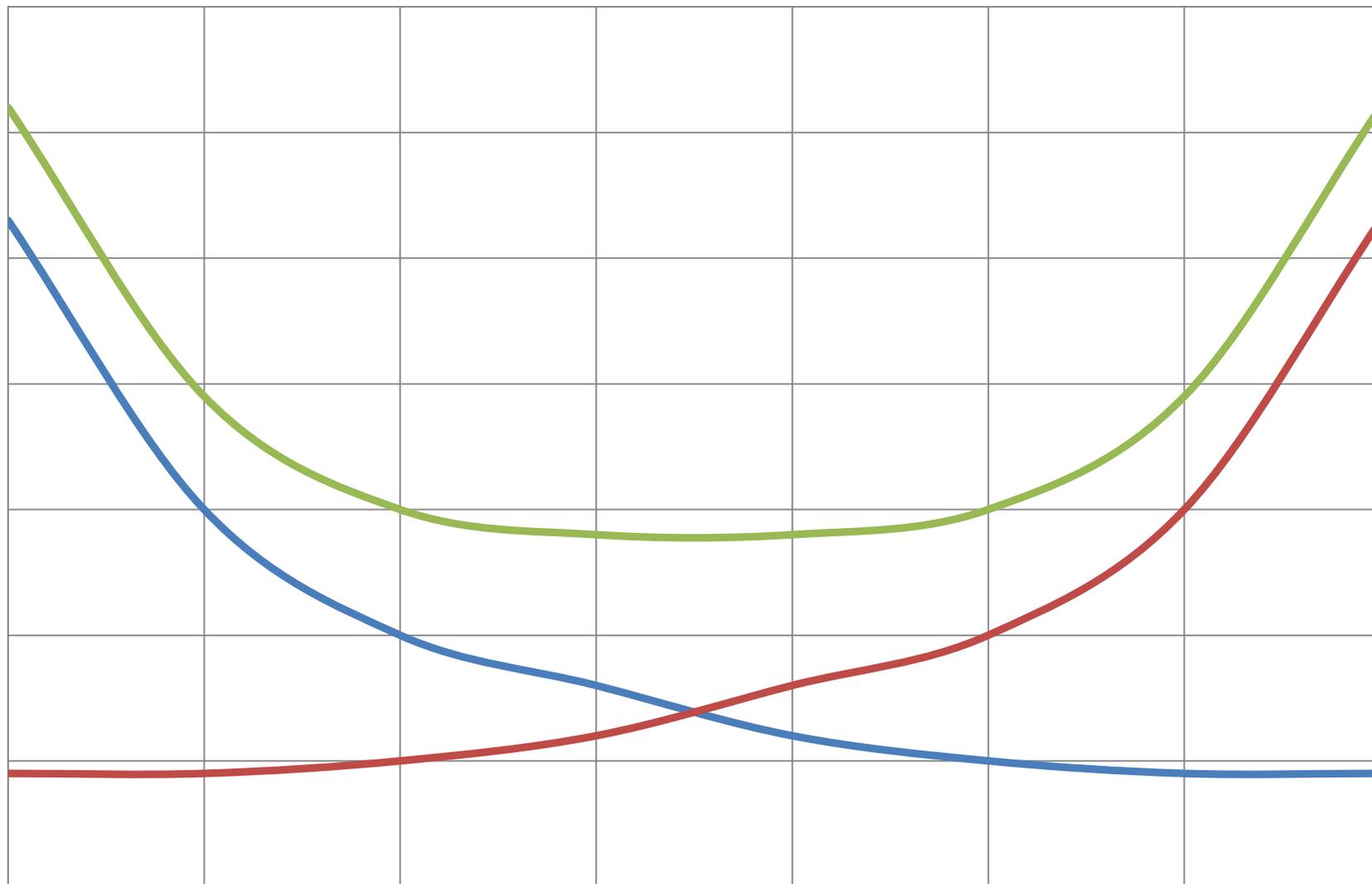
- **Физический раздел включает себя**
- геометрические схемы расчета (расчетные модели);
- коды расчета переноса излучения;
- коды и инженерные методы расчета активации конструкционных и защитных материалов;
- основные реакции активации и радиационно-физические характеристики долгоживущих радионуклидов;
- характеристики реакторных установок и их историю эксплуатации.

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- Материаловедческий раздел включает в себя:
- типы и виды сырьевых материалов, используемых в конструкциях радиационной защиты АС;
- данные по элементарному составу и концентрациям химических элементов, определяющих долгоживущую активность оборудования и железобетонных конструкций радиационной защиты;
- данные о химическом составе конструкционных и защитных материалов действующих ядерно-технических установок

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- Справочный и экономический раздел включает в себя:
- законы, нормы и правила в области нормирования и обращения с радиоактивными отходами;
- расчет технико-экономической эффективности выбора материала АС с учетом этапа ВЭ;
- оценка объемов РАО радиационной защиты и стоимость их транспортировки, хранения и захоронения при демонтаже блоков АС.



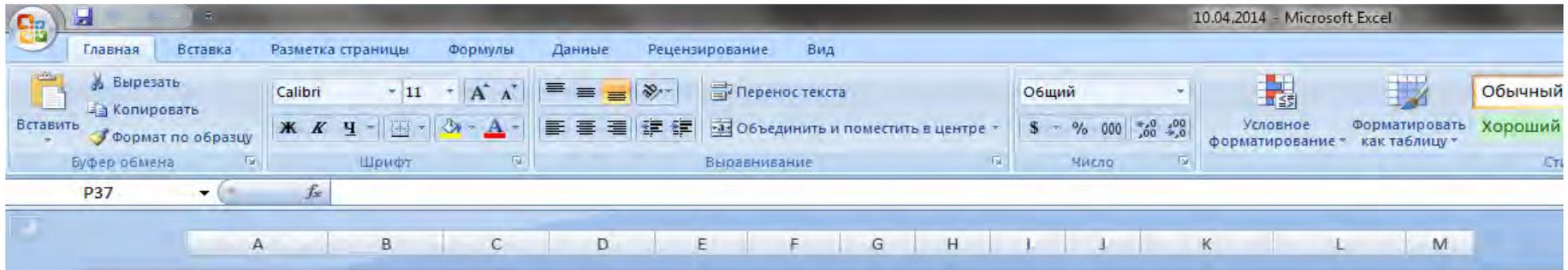
- Затраты на этапе строительства и ВЭ блока АС
- Затраты на малоактивируемые строительные материалы
- Общие затраты

Форма для ввода исходных данных

The screenshot shows the Microsoft Excel interface with the following data entry form:

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K
1	Номер бетона				3						
2	Активация защитных бетонных конструкций, облученных потоками:										
5	при времени облучения, г			T=	30						
6	при времени выдержки, г			t=	10						
7											
8											
9											
10											
11											
12											
13											
14											
15											

Технологические составы бетонов



Технологические составы бетонов

№ состава бетона	Плотность бетона кг/м ³	Материалы бетонной смеси			Расход материала, на 1 кг на м ³ бетонной смеси			
		Вяжущее+ тонкомолотая добавка, если она вводится	Мелкий заполнитель+ добавка, если она вводится	Крупный заполнитель	Вяжущее+ тонкомолотая добавка, если она вводится	Мелкий заполнитель	Крупный заполнитель	Вода
1	2200	портландцемент	кварцевый песок	гранит	228	582	1147	183
2	2240	портландцемент	кварцевый песок	гранит	298	592	1157	193
3	2280	портландцемент	кварцевый песок	гранит	290	610	1210	210
4	2340	портландцемент	кварцевый песок	известняк	306	624	1211	199
5	2350	портландцемент	кварцевый песок	известняк	295	620	1250	185
6	2380	портландцемент	кварцевый песок	известняк	224	688	1334	134
7	2391	портландцемент	кварцевый песок	гранит	306	624	1262	199
8	2397	портландцемент	кварцевый песок	гранит	300	624	1277	196
9	2400	портландцемент	кварцевый песок	известняк	175	715	1388	122
10	2441	портландцемент	кварцевый песок	гранит	224	688	1395	134
11	2472	портландцемент	кварцевый песок	гранит	175	715	1440	122
12	2480	портландцемент	кварцевый песок	гранит	176	717	1443	124
13	2400	портландцемент	кварцевый песок	известняк	450	450	1250	250
14	2404	глиноземистый гипсоглиноземистый цемент	кварцевый песок	известняк	304	620	1264	212
15	2404	портландцемент	кварцевый песок	известняк	304	620	1264	212

Состав бетонной смеси и бетона в эксплуатационный период

10.04.2014 - Microsoft Excel

Главная Вставка Разметка страницы Формулы Данные Рецензирование Вид

Вырезать Копировать Вставить Формат по образцу Буфер обмена

Calibri 11 Шрифт

Перенос текста Объединить и поместить в центре Выравнивание

Общий Число

Условное форматирование Форматировать как таблицу

Н14

Состав бетонной смеси и бетона в эксплуатационный период, кг/м ³								
Бетон № 3								
Состояние бетона	Вяжущее+добавка		Мелкий заполнитель		Крупный заполнитель		Вода	Средняя плотность
	портландцемент	0	кварцевый песок	0	гранит	0		
Сырой	290,0	0,0	610,0	0,0	1210,0	0,0	170,0	2280,0
В эксплуатационный период	290,0	0,0	610,0	0,0	1210,0	0,0	58,0	2168,0

Ядерные плотности химических элементов бетона

10.04.2014 - Microsoft Excel

Верхний колонтитул

Химический состав бетона № 3

Элемент	Вязущее + добавка		Мелкий заполнитель + добавка		Крупный заполнитель + добавка		Вода	Итого
	портландцемент	0	кварцевый песок	0	гранит	0		
H	0,28	0,00	0,00	0,00	3,86	0,00	6,44	10,58
O	109,03	0,00	324,24	0,00	600,16	0,00	51,56	1084,99
B	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
C	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
Mg	3,20	0,00	0,00	0,00	16,01	0,00	0,00	19,21
Al	6,40	0,00	6,33	0,00	61,48	0,00	0,00	74,21
Si	37,19	0,00	275,20	0,00	379,01	0,00	0,00	691,40
S	2,92	0,00	4,22	0,00	6,33	0,00	0,00	13,47
Cr	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00	0,00
Активационно опасные элементы								
Ca	123,25	0,00	0,00	0,00	67,39	0,00	0,00	190,64
Fe	7,72	0,00	0,00	0,00	75,67	0,00	0,00	83,39
Eu*10-4	5,80	0,00	7,32	0,00	47,80	0,00	0,00	0,01
Co*10-4	33,64	0,00	15,86	0,00	5,32	0,00	0,00	0,01
Cs*10-4	5,51	0,00	0,61	0,00	11,25	0,00	0,00	0,00
Ni*10-4	39,44	0,00	12,20	0,00	32,67	0,00	0,00	0,01
Nb*10-4	31,90	0,00	6,10	0,00	12,10	0,00	0,00	0,01
Li*10-4	174,00	0,00	91,50	0,00	60,50	0,00	0,00	0,03
Всего	290,07	0,00	610,00	0,00	1209,91	0,00	58,00	2167,97

Определение ядерной плотности

10.04.2014 - Microsoft Excel

Главная Вставка Разметка страницы Формулы Данные Рецензирование Вид

Вырезать Копировать Вставить Формат по образцу Буфер обмена

Calibri 11 Шрифт

Выравнивание

Общий Число

Условное форматирование Форматировать как таблицу

H21

Верхний колонтитул

Определение ядерной плотности

Элемент	Плотность, г/см ³	
H	0,00637424	1E+24
O	0,04084320	1E+24
B	0,00000000	1E+24
C	0,00000000	1E+24
Mg	0,00047615	1E+24
Al	0,00165553	1E+24
Si	0,01481968	1E+24
S	0,00025276	1E+24
Cr	0,00000000	1E+24

Элемент	Плотность, г/см ³	
Активационно опасные элементы		
Ca	0,00286337	1E+24
Fe	0,00090013	1E+24
Eu	0,00000002	1E+24
Co	0,00000006	1E+24
Cs	0,00000001	1E+24
Ni	0,00000009	1E+24
Nb	0,00000003	1E+24
Li	0,00000283	1E+24

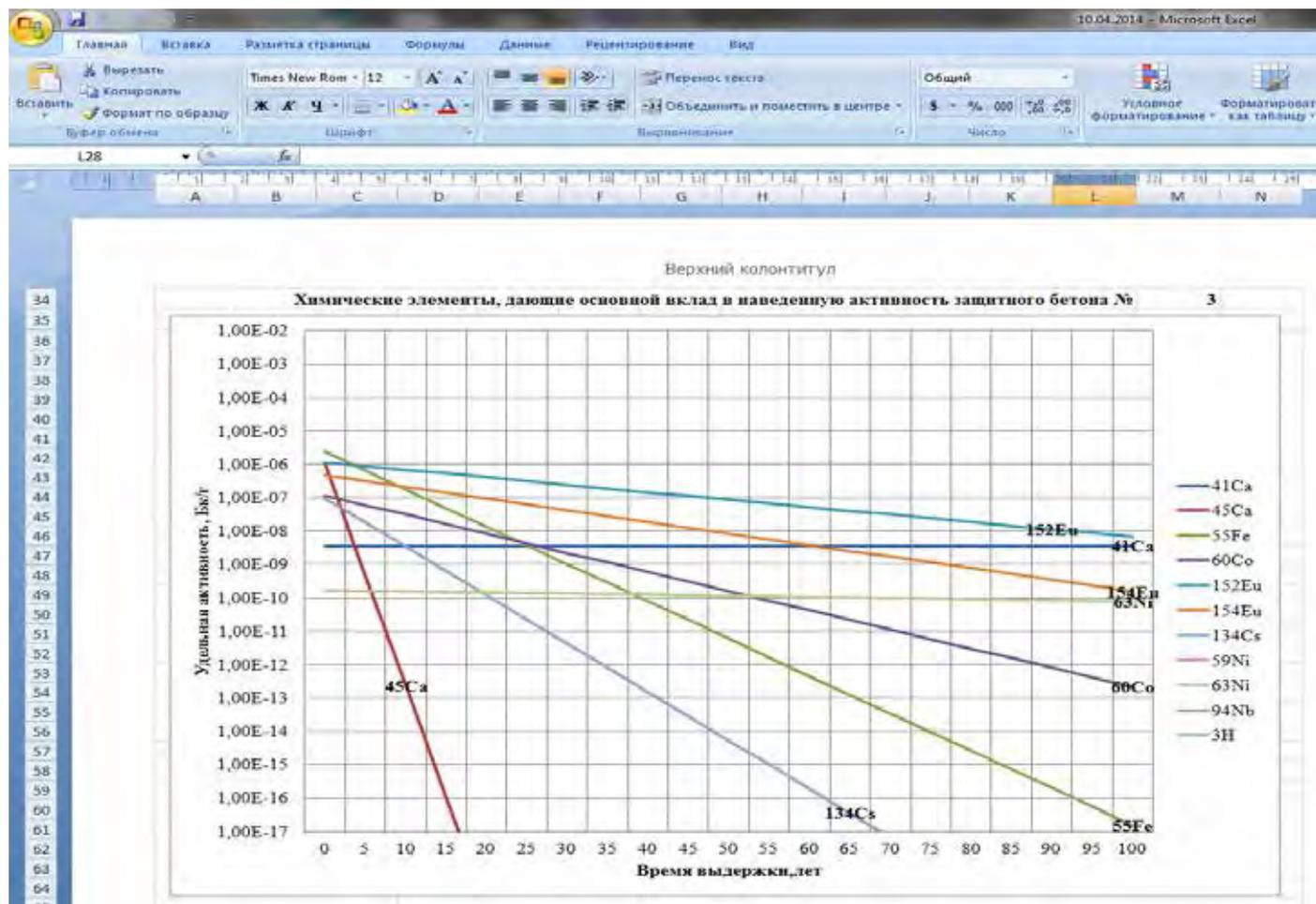
Результаты расчета

Верхний колонтитул

Активация защитных бетонных конструкций, облученных потоками:
 при времени облучения, г $T = 30$
 при времени выдержки, г $t = 10$

Элемент	A_t , Бк/г	A_p , Бк/г	$\Sigma A_t + A_p$
⁴¹ Ca	8,47E-08	2,73E-07	3,57E-07
⁴⁵ Ca	4,87E-12	1,86E-11	2,34E-11
⁵⁵ Fe	4,26E-06	1,36E-05	1,79E-05
⁶⁰ Co	2,53E-07	2,89E-06	3,14E-06
¹⁵² Eu	3,82E-09	1,17E-08	1,55E-08
¹⁵⁴ Eu	3,18E-06	1,86E-05	2,17E-05
¹³⁴ Cs	3,72E-09	3,40E-07	3,44E-07
⁵⁹ Ni	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
⁶³ Ni	3,22E-05	3,59E-05	6,82E-05
⁹⁴ Nb	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Li	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Всего	4,00E-05	7,16E-05	1,12E-04

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО



10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

№ бетона	Толщина радиоактивного слоя биологической защиты (см) / % от общего объема Время выдержки 1 год			Толщина радиоактивного слоя биологической защиты (см)/ % от общего объема Время выдержки 10 лет			Толщина радиоактивного слоя биологической защиты (см)/ % от общего объема Время выдержки 50 лет		
	НАО	ОНАО	МПИ	НАО	ОНАО	МПИ	НАО	ОНАО	МПИ
1	8см/3%	37см/15%	155см/82%	-	30см/12%	170/88%	-	-	200см/100%
2	-	10см/4%	190см/96%	-	-	200см/100%	-	-	200см/100%
3	15см/6%	30см/12%	155см/82%	-	20см/8%	180см/92%	-	-	200см/100%

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- **Выводы**
-
- Проведенные расчеты и примеры в основном доказывают возможность значительного уменьшения объемов РАО на стадии вывода из эксплуатации путем оптимизации состава бетонов биологической защиты.
- Для повышения надежности определения уровней активности и объемов радиоактивных отходов на момент вывода из эксплуатации АЭС необходимо знать в каждом конкретном случае элементный состав всех конструкционных и защитных материалов в приреакторном пространстве, которые подвергаются облучению потоками нейтронов.
- Необходимо в кратчайшие сроки провести комплексные работы по получению экспериментальной информации о содержании активационно-опасных элементов в конструкционных и защитных материалах и сырье для их изготовления с целью выбора малоактивируемых составов для ядерных установок нового поколения.

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- На действующих ядерных установках необходимо отобрать образцы конструкционных и защитных материалов и определить содержание в них активационно-опасных элементов
- Существует возможность и необходимость оптимизировать составы бетонов радиационной защиты для АЭС с ВВЭР-ТОИ, используя банк данных по наведенной активности конструкционных и защитных материалов.
- Информационная составляющая проектов АЭС нового поколения должна включать базу данных по активационным характеристикам защитных материалов, а данные о химическом составе материалов защиты, должны быть отражены в проектных документах в форме Паспорта на химический состав с учетом содержания основных, примесных и следовых, активационно-опасных элементов

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

• РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ АКТИВИРОВАННЫХ КОНСТРУКЦИЙ БЕТОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ДЕМОНТАЖЕ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Былкин Б.К•., Енговатов И.А••., Кожевников А.Н•.,
Синюшин Д.К••.

- - НИЦ «Курчатовский институт» Москва
- - ГБОУ ВПО Московский государственный
строительный университет (МГСУ) Москва

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- Затраты на захоронение радиоактивных отходов составляют от 1 198 358 руб/м³ для высокоактивных отходов (ВАО), 546 029 руб/м³ для среднеактивных отходов (САО), 126 484 руб/м³ для низкоактивных отходов (НАО) и 35 767 руб/м³ для очень низкоактивных отходов (ОНАО) [1].

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

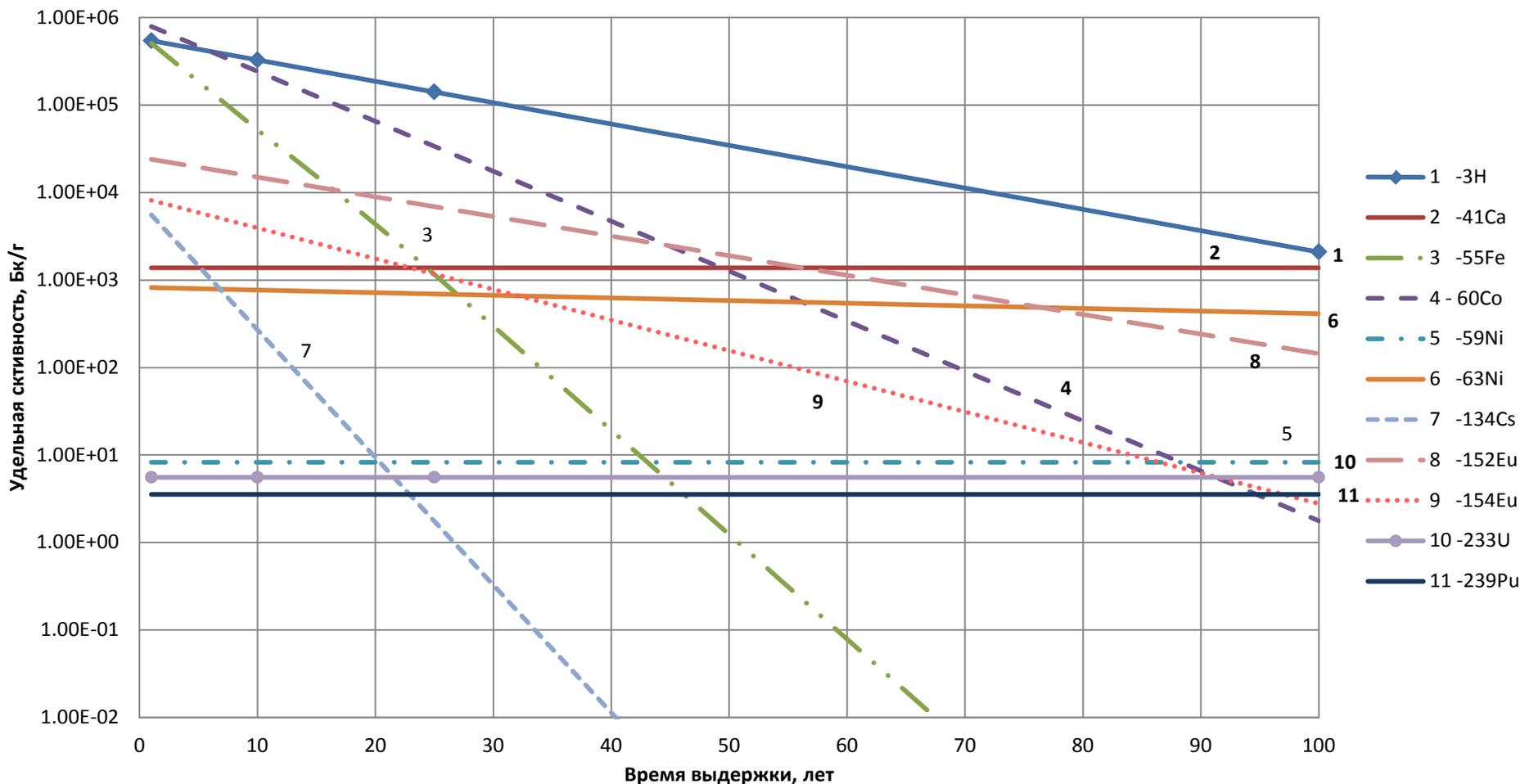
№№	Радионуклид	Реакция образования	Определяющий вид излучения: α, β, γ-излучение, КХ-характеристическое излучение, электроны Ожэ	Период полураспада, $T_{1/2}$
1.	^3H	$^6\text{Li}(n,p)^3\text{H}$	β	12,35 года
2.	^{41}Ca	$^{40}\text{Ca}(n,\gamma)^{41}\text{Ca}$	электроны Ожэ	$1,4\text{E}+05$ лет
3.	^{55}Fe	$^{54}\text{Fe}(n,\gamma)^{55}\text{Fe}$	КХ	2,73 года
4.	^{60}Co	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	γ	5,27 лет
5.	^{63}Ni	$^{62}\text{Ni}(n,\gamma)^{63}\text{Ni}$	β	101,1 лет
6.	^{59}Ni	$^{58}\text{Ni}(n,\gamma)^{59}\text{Ni}$	β, КХ	$7,5 \cdot 10^4$ лет
7.	^{134}Cs	$^{133}\text{Cs}(n,\gamma)^{134}\text{Cs}$	γ	2,065 лет
8.	^{152}Eu	$^{151}\text{Eu}(n,\gamma)^{152}\text{Eu}$	γ	13,542 лет
9.	^{154}Eu	$^{153}\text{Eu}(n,\gamma)^{154}\text{Eu}$	γ	8,592 лет
10.	^{232}Th	$^{232}\text{Th}(n,\gamma)^{233}\text{U}$	α	$1,58 \cdot 10^5$ лет
11.	^{238}U	$^{239}\text{U}(n,\gamma)^{239}\text{Pu}$	α	24065 лет

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- Эти активационно-опасные могут входить в состав защитных бетонов в качестве *основных* (массовое содержание в материале более 1%), *примесных* (с содержанием от 0,01 до 1%) и *следовых* (с содержанием менее 0,01% по массе).

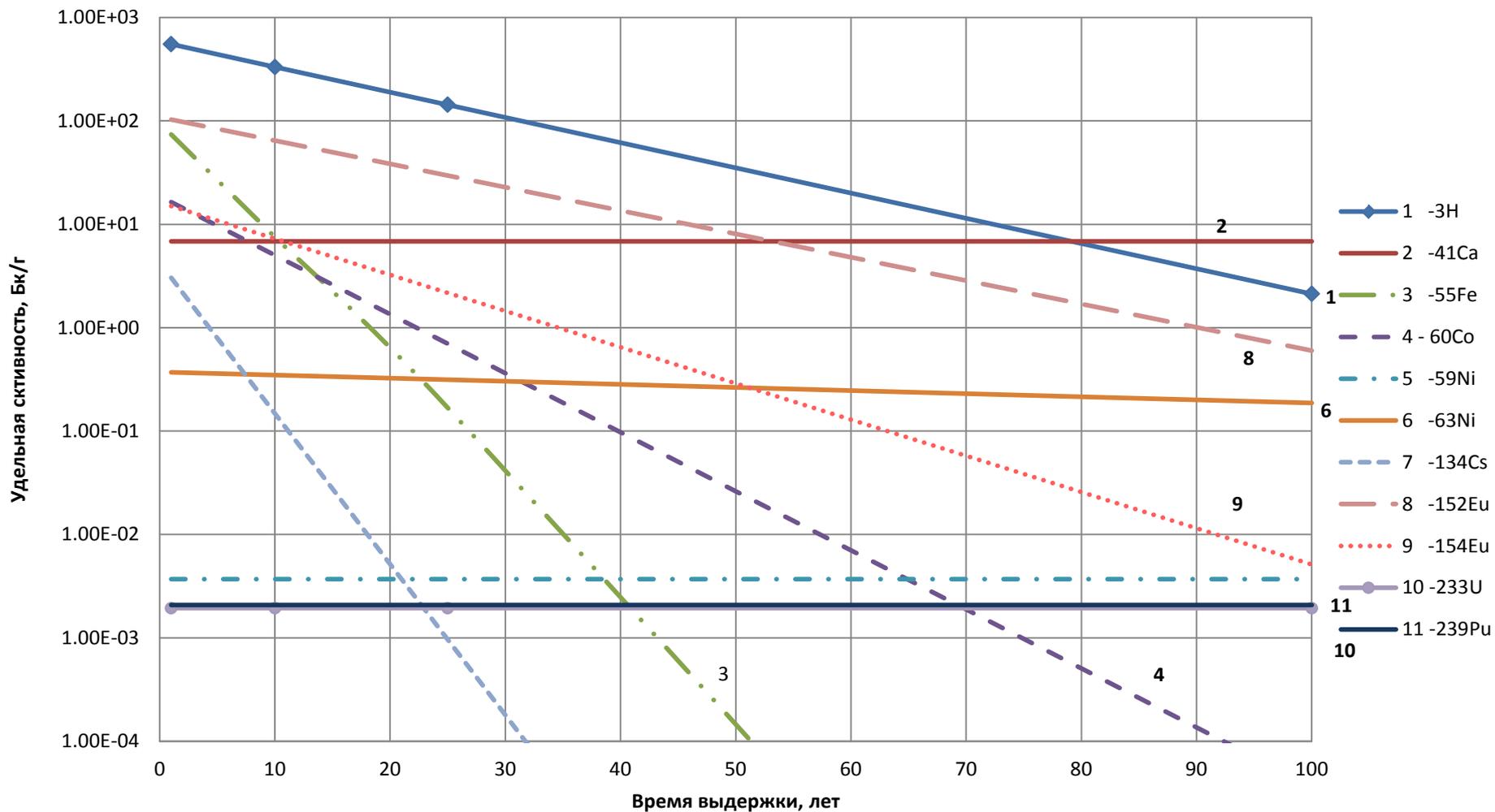
10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

Рис.1 График спада удельной активности долгоживущих радионуклидов для бетона «сухой» защиты, время облучения $T=60$ лет, время выдержки $t=1-100$ лет



10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

Рис.2 График спада удельной активности долгоживущих радионуклидов для бетона биологической защиты, время облучения $T=60$ лет, время выдержки $t=1-100$ лет



10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- В соответствии с законом об обращении с РАО и соответствующими дополнениями [9], активированные РАО при демонтаже защитных конструкций будут относиться к накопленным радиоактивным отходам (радиоактивные отходы, образующимся при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии...).
- По методам окончательной изоляции рассматриваемые РАО будут относиться к удаляемым радиоактивным отходам.
- По способам окончательной изоляции рассматриваемые РАО относятся к следующим категориям:
 - долгоживущие радиоактивные отходы;
 - среднеактивные радиоактивные отходы (САО); низкоактивные радиоактивные отходы (НАО); очень низкоактивные отходы (ОНРАО);
 - твердые радиоактивные отходы (ТРО);
 - содержащие радиоактивные вещества;
 - содержащие трансурановые радионуклиды.

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

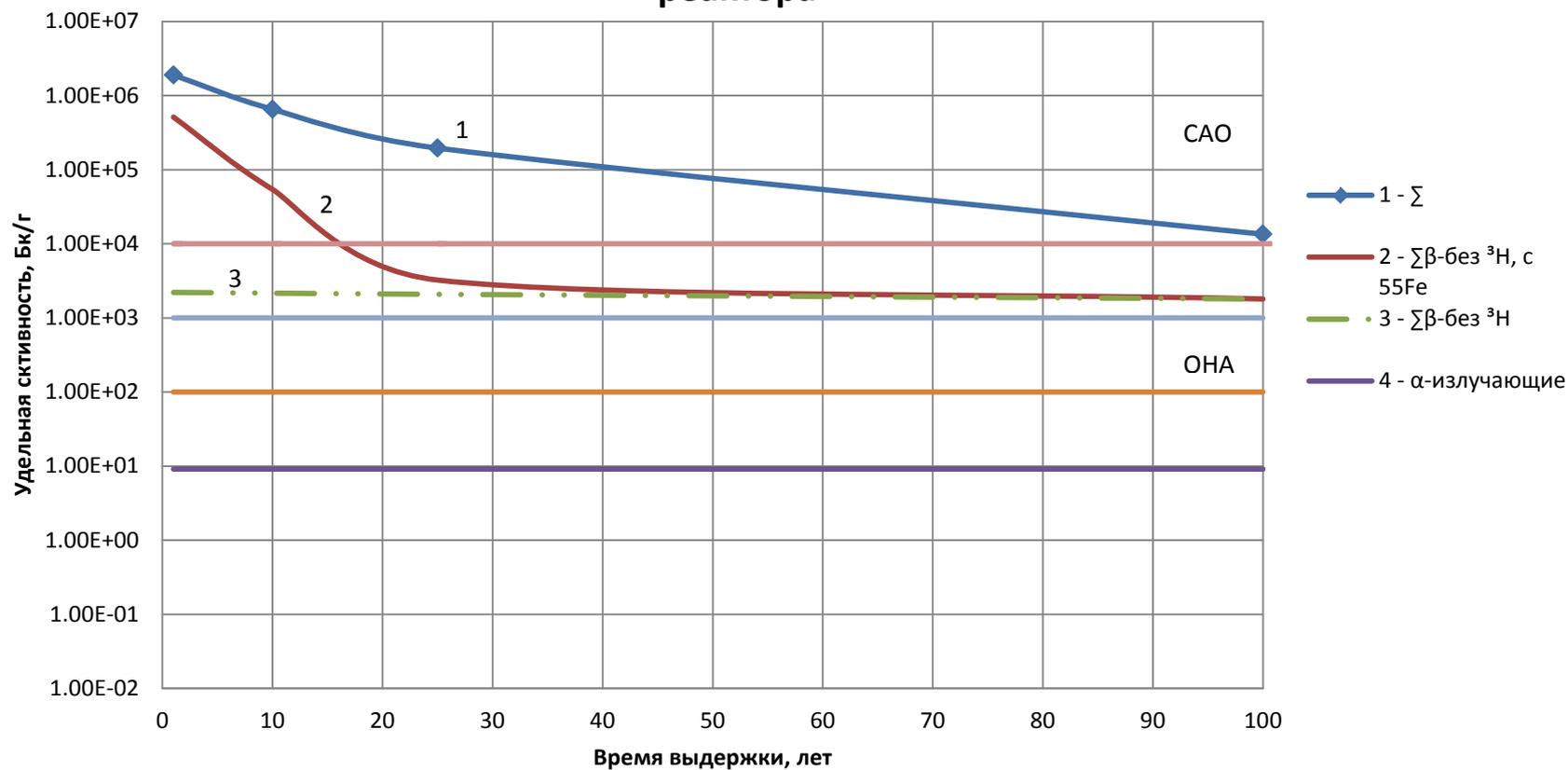
Категория отходов	Класс отходов	Удельная активность, Бк/г			
		Тритий содержа-щие	бета-излучающие радионуклиды (за исключе-нием трития)	альфа-излучающие радионуклиды (исключая трансурановые)	Трансурановые радионуклиды
Очень низкоактивные (ОНРАО)	4	10^2 до 10^7	10^2 до 10^3	10^0 до 10^2	10^0 до 10^1
Низкоактивные (НАО)	3	10^7 до 10^8	10^3 до 10^4	10^2 до 10^3	10^1 до 10^2
Среднеактивные (САО)	2, 3	10^8 до 10^{11}	10^4 до 10^7	10^3 до 10^6	10^2 до 10^5
Высокоактивные (ВАО)	1	более 10^{11}	более 10^7	более 10^6	более 10^5

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- Примечание 2.
- *Для предварительной сортировки твердых отходов рекомендуется использование критериев по уровню радиоактивного загрязнения и по мощности дозы гамма-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности при соблюдении условий измерения в соответствии с утвержденными методиками: низкоактивные - от 0,001 мГр/ч до 0,3 мГр/ч; среднеактивные - от 0,3 мГр/ч до 10 мГр/ч; высокоактивные - более 10 мГр/ч.*

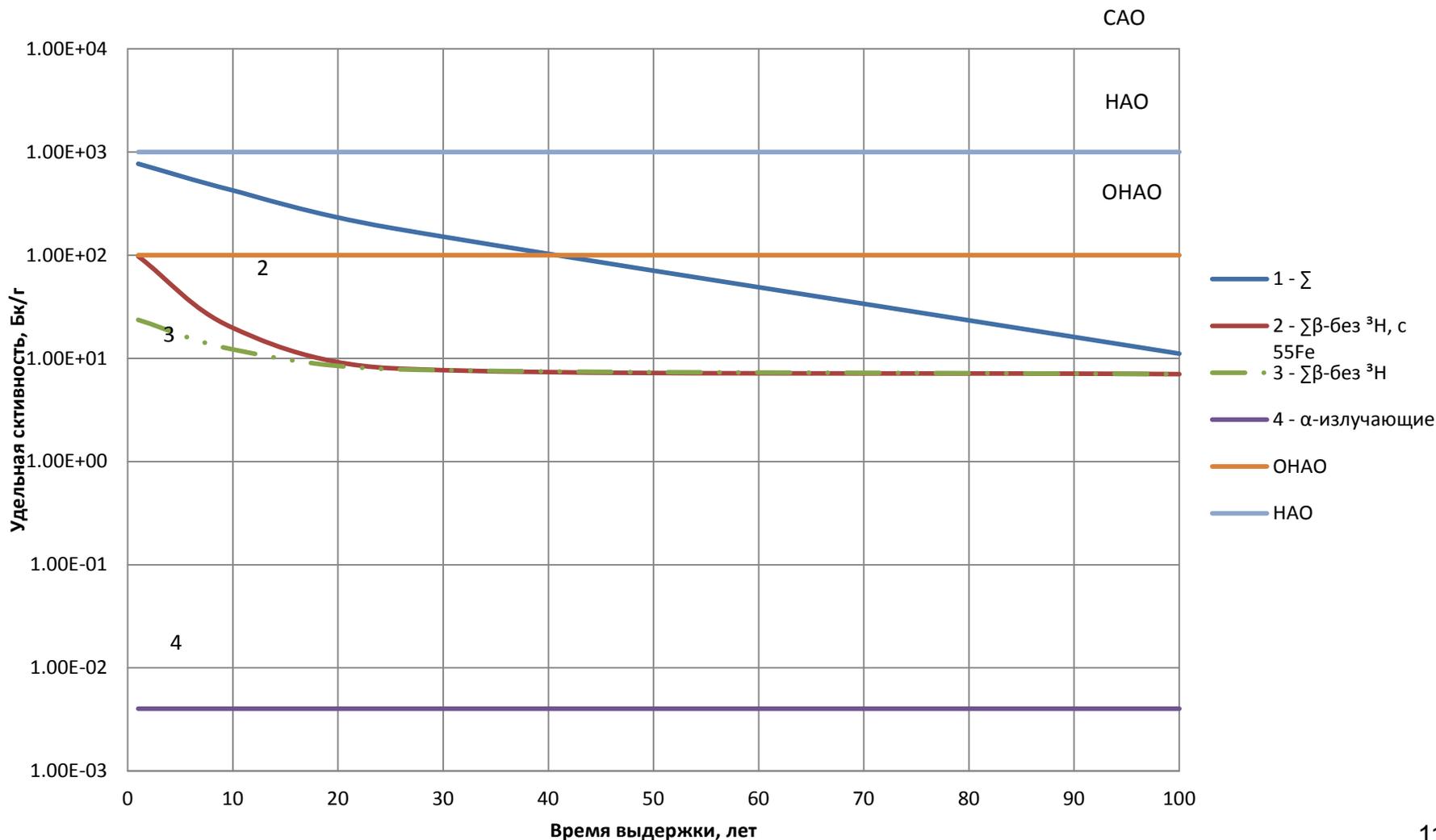
10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

Рис.3. График спада суммарной активности для «сухой» защиты реактора



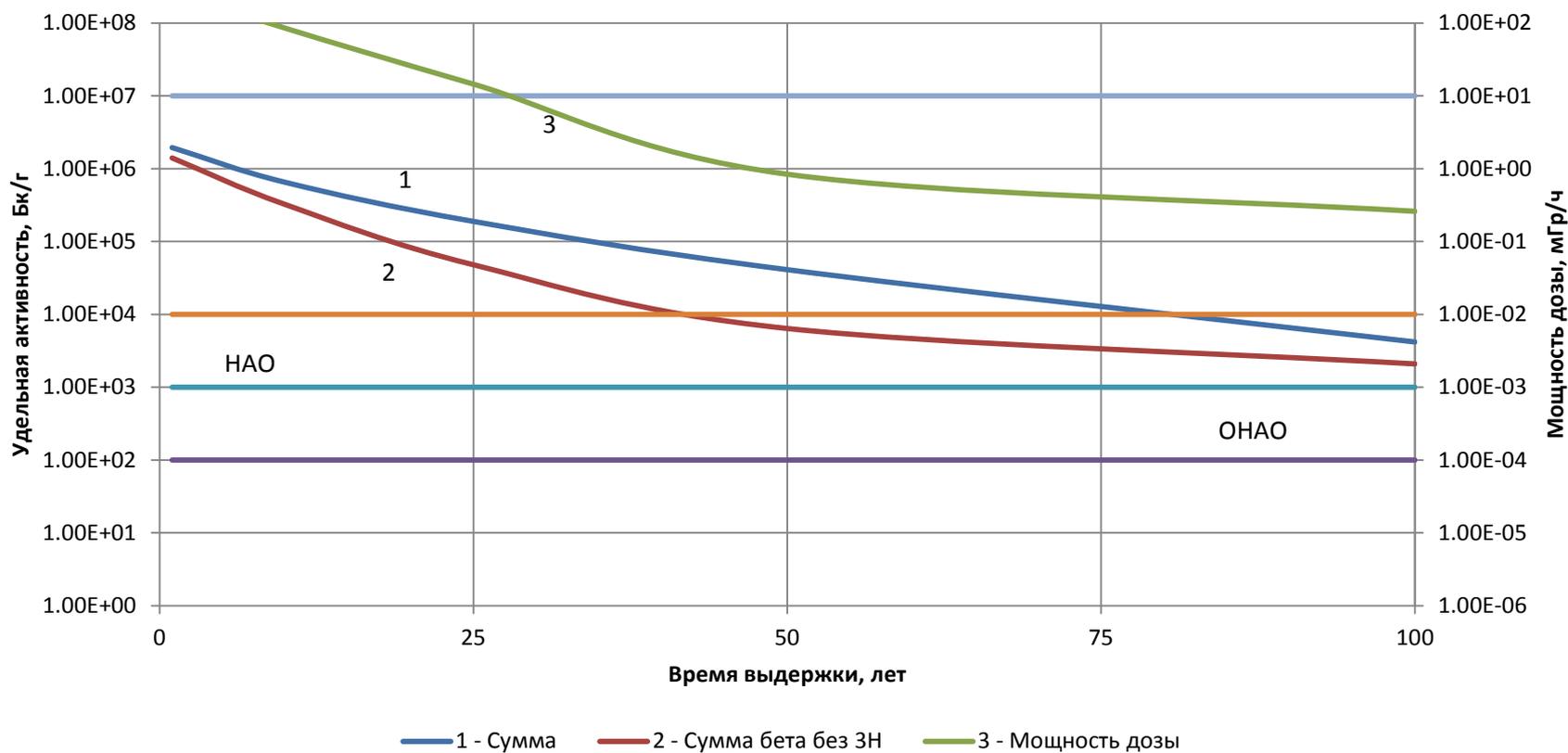
10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

Рис.4 График спада активности долгоживущих радионуклидов для бетона биологической защиты, время облучения $T=60$ лет, время выдержки $t=1-100$ лет



10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

Рис. 5 График спада суммарной удельной активности и мощности дозы для сухой защиты



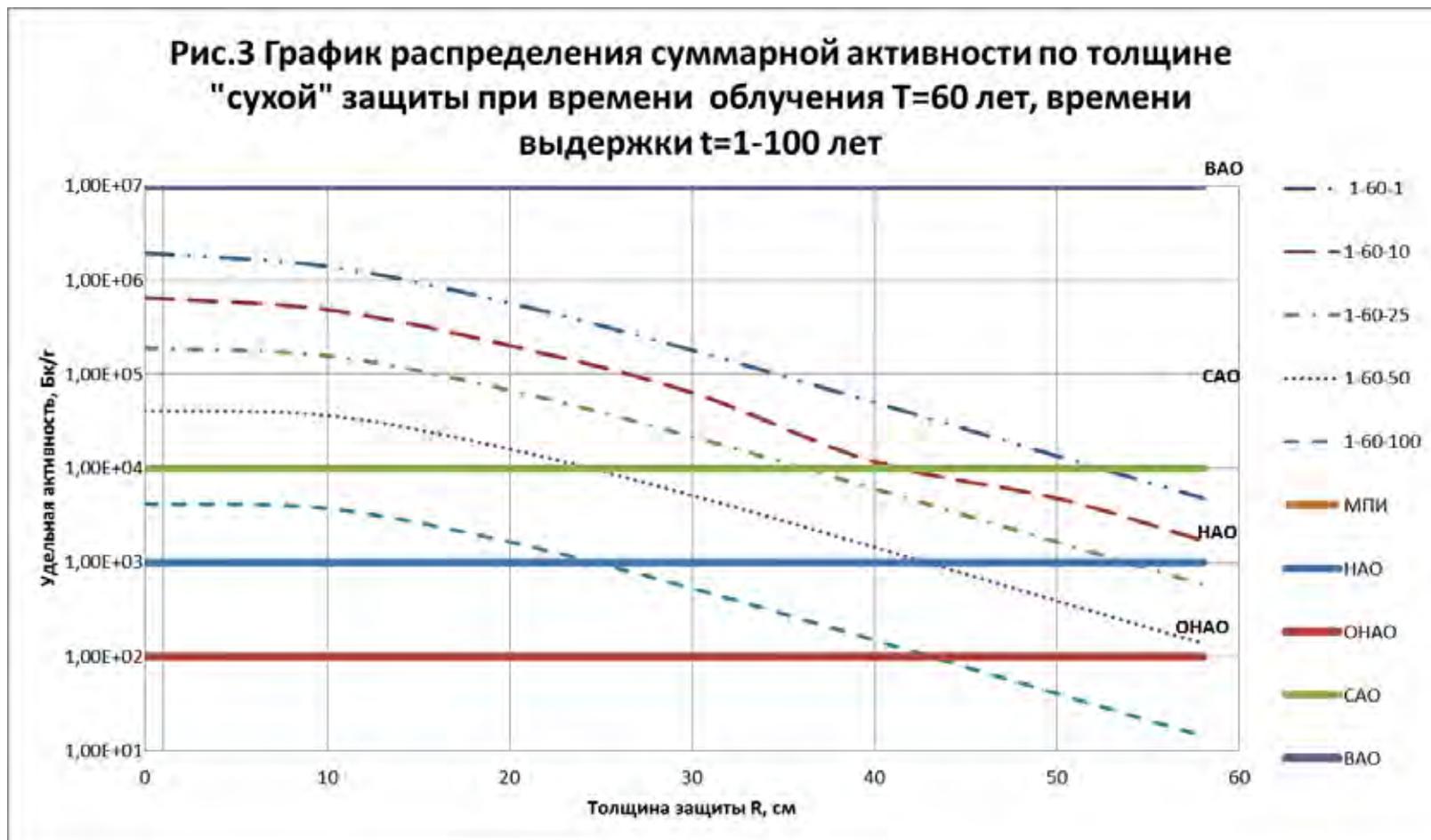
10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

- **Выводы**
- Долгоживущая наведенная активность бетонов радиационно-тепловой и биологической защиты реакторов определяется радионуклидами с различными радиационными характеристиками и образованными в основном на химических элементах, входящих в состав защитных бетонов в качестве примесных и следовых.
- Сложный спектрально-энергетический состав радионуклидов, определяющих уровни наведенной активности приводит к значительным неопределенностям в качественном и количественном отношении при подсчете объемов и категории РАО.
- Для повышения надежности определения уровней активности и объемов радиоактивных отходов при демонтаже активированных защитных конструкций на момент вывода из эксплуатации АЭС необходимо знать в каждом конкретном случае элементный состав всех конструкционных и защитных материалов в приреакторном пространстве, которые подвергаются облучению потоками нейтронов.

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

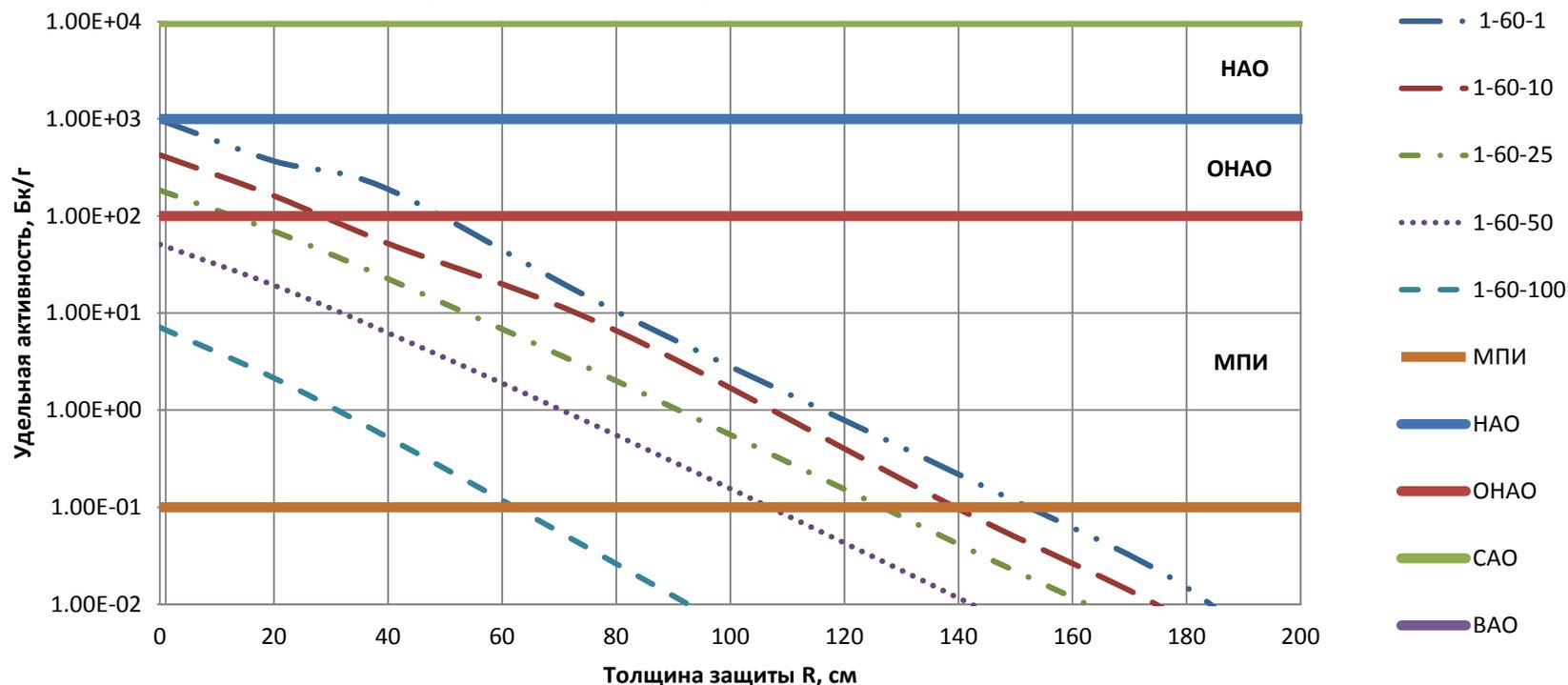
- **Выводы**
- **Отсутствие в расчетах наведенной активности данных по содержанию отдельных следовых элементов или некорректное определение их содержания в защитных материалах приводит к недооценке объемов радиоактивных отходов при выводе реакторных установок из эксплуатации. Это будет влиять на стоимость захоронения, приведет к ошибкам в оценках требуемых объемов хранилищ и в конечном итоге к недооценке радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.**
- **Необходимо выработать единый методический подход для определения РАО за счет активированных защитных конструкций с обязательным учетом радионуклидного состава. С этой целью вероятно необходимо выделить активированные бетонные защитные конструкции в отдельный класс РАО.**
- **Особое внимание требует факт большого, а иногда и определяющего вклада ^3H в суммарную наведенную активность бетонов и интервале до 100 лет выдержки, т.е существование проблемы «третий при выводе из эксплуатации АЭС». На сегодняшний день требований по обращению с тритий содержащими ТРО (образуются при выводе из эксплуатации блоков АЭС) пока не разработано. Это может создавать трудности при хранении, переработке, транспортировке и захоронении этого вида отходов.**
-

10-я юбилейная Российская научная конференция РАО



10-я юбилейная Российская научная конференция РАО

График распределения суммарной активности по толщине биологической защиты при времени облучения $T=60$ лет, времени выдержки $t=1-100$ лет





Технологические аспекты демонтажа активированного оборудования при выводе из эксплуатации блоков АЭС с ВВЭР 440

Акционерное общество
«Всероссийский научно-исследовательский институт
по эксплуатации атомных электростанций»

Корнеев Иван Иванович

Заместитель руководителя департамента по выводу из
эксплуатации блоков атомных электростанций

korneev-obninsk@mail.ru

+7 (499) 796 91 14

Атомные электростанции с ВВЭР-440



Из 35 блоков АЭС с ВВЭР-440, 12 остановлены и выдуться работы по выводу их из эксплуатации.

	АЭС	Эксплуатация	Проект
		Остановлены	
	Нововоронежская	2	B179
	Кольская	4	B230/B213
	Богунице	2/2	B230 /B213
	Моховце	2	B213
	Дукованы	4	B213
	Ровенская	2	B213
	Графсвальд	5	B230/B213
	Ловииза	2	B213
	Пакш	4	B213
	Козлодуй	4	B230
	Армянская	1/1	B270



Баланс отходов образующихся при ВЭ блока АЭС с ВВЭР 440

В ценах 2013 г.

Общее количество отходов образующихся при выводе из эксплуатации блока АЭС с ВВЭР 440

49 679 м³

Промышленные отходы и ОНАО

41 200 м³

83%

РАО

8 479 м³

17%

РАО
8 479 м³
2 440 млн. руб.

4 класс
6 089 м³ 72%
905 млн. руб. 37%

3 класс
1 646 м³ 19%
385 млн. руб. 16%

2 класс
744 м³ 9%
1 150 млн. руб. 47%

148 тыс.руб./ м³

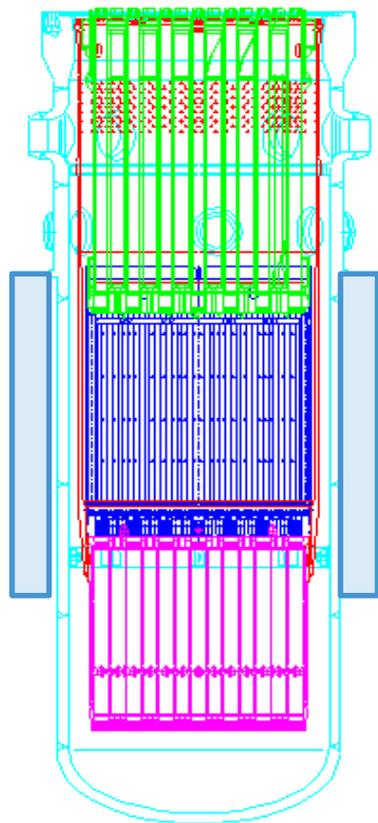
230 тыс.руб./м³

1 545 тыс.руб./м³

* На основании результатов Технико-экономического обоснования варианта вывода из эксплуатации блока №3 НВАЭС



Оборудование имеющее высокие уровни активации после окончательного останова блока*

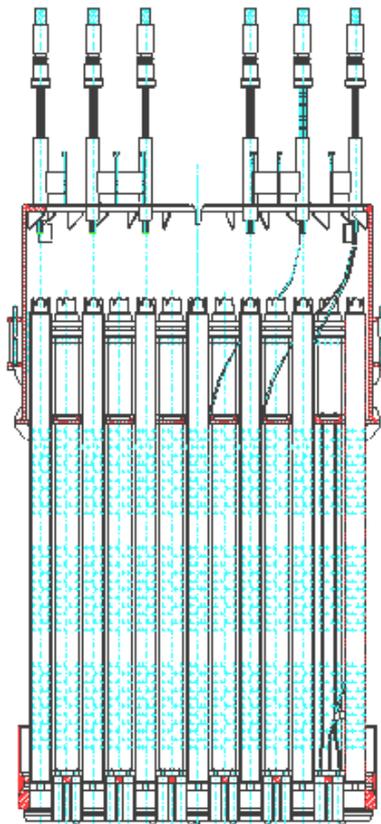


Наименование оборудования	Масса	Габариты	Материал	Активность
Корпус реактора	210 [т]	Н–11800 мм Ø – 4270 мм	Сталь 15Х2МФА	1,6Е+14 Бк
Кольцевой бак	60,5 [т]	Н – 4950 мм Ø – 6972 мм	Сталь 3, 08Х18Н10Т	1,4Е+14 Бк
БЗТ	27,5 [т]	Н – 6962 мм Ø – 3190 мм	Сталь 08Х18Н10Т	9,1Е+15 Бк
Корзина АЗ	22,5 [т]	Н=3930 мм Ø=3020 мм	Сталь 08Х18Н10Т	4,3Е+16 Бк
Шахта	38,2 [т]	Н=8122 мм Ø=3300 мм	Сталь 08Х18Н10Т	4,7Е+15 Бк
Днище	23 [т]	Н=2750 мм Ø=3605 мм	Сталь 08Х18Н10Т	1,7Е+14 Бк

* данные получены по результатам физической и радиологической характеристики блоков V1 АЭС Богуницы (Словакия) BIDSF Project B6.4 «Decommissioning Database »

Конструкции оборудования и данные по его активации за время эксплуатации – БЗТ

Фото предоставлено EWN GmbH

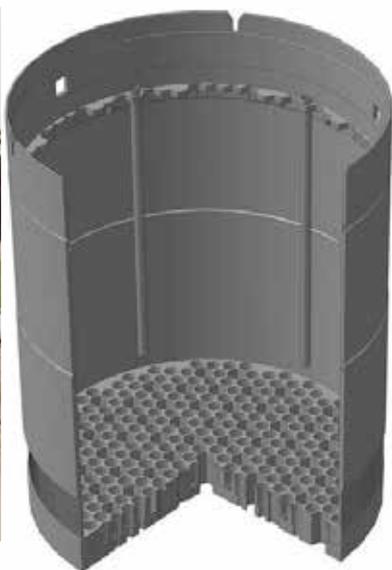


Зоны БЗТ	Расстояние от центра АЗ [см]		Масса [т]	Удельная активность [Бк/г]*
БЗТ	-	-	27,5	3,32E+08
Нижняя плита	140	160	8,46	1.06E+09
Трубная зона	160	463	5,46	1,41E+07
Верхняя плита	463	471	3,55	7.50E+00

* Удельная активность приведена по состоянию на 5 лет после окончательного останова – время необходимое для приведения блока в ядерно-безопасное состояние

Конструкции оборудования и данные по его активации за время эксплуатации – корзина АЗ

Фото предоставлено EWN GmbH



Зоны корзины АЗ	Расстояние от центра АЗ [см]		Масса [т]	Удельная активность [Бк/г]*
Корзина	-	-	22,5	1,90E+09
Нижняя плита	-167	-140	9	8.92E+08
Обечайка	-125	125	10,1	3.40E+09
Верхняя цилиндрическая оболочка	125	250	3,4	1.08E+08

* Удельная активность приведена по состоянию на 5 лет после окончательного останова – время необходимое для приведения блока в ядерно-безопасное состояние

Конструкции оборудования и данные по его активации за время эксплуатации – шахта

Фото предоставлено EWN GmbH

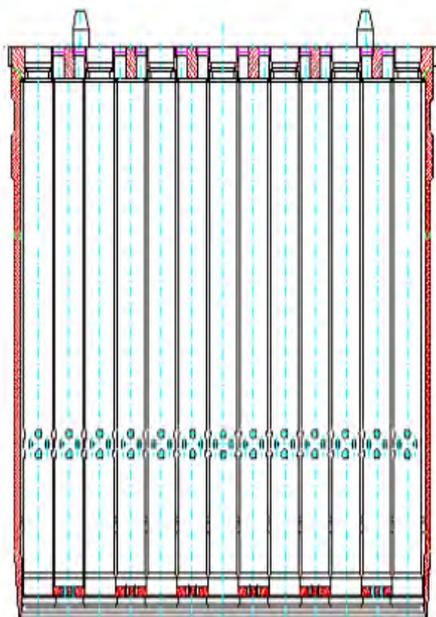


Зоны шахты	Расстояние от центра АЗ [см]		Масса [т]	Удельная активность [Бк/г]*
Шахта	-	-	38,2	1,22E+08
Нижняя часть	-446	-125	11,5	5.74E+06
Обечайка	-125	125	9,5	4.72E+08
Верхняя часть	125	570	17,2	5.44E+06

* Удельная активность приведена по состоянию на 5 лет после окончательного останова – время необходимое для приведения блока в ядерно-безопасное состояние

Конструкции оборудования и данные по его активации за время эксплуатации – днище шахты

Фото предоставлено EWN GmbH



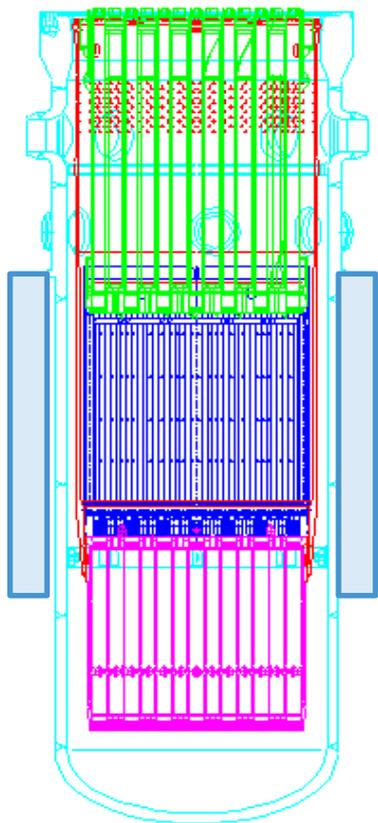
Зоны днища шахты	Расстояние от центра АЗ [см]		Масса [т]	Удельная активность [Бк/г]*
Днище шахта	-	-	23,00	7,39E+06
Нижняя плита днища	-446	-441	3,45	4.15E-01
Трубная зона	-441	-185	8,05	3.53E+06
Верхняя плита днища	-185	-170	11,5	1.23E+07

* Удельная активность приведена по состоянию на 5 лет после окончательного останова – время необходимое для приведения блока в ядерно-безопасное состояние

Характерные радионуклидные вектора для корзины АЗ ВВЭР 440

	Блок 1 V1 Богуницы 28 лет	Блок 2 V1 Богуницы 28 лет	Блок 1 АЭС Норд 17 лет	Блок 3 АЭС Норд 12 лет	Блок 3 НВАЭС 41 год	Блок 3 НВАЭС 4 года
Mn-54	0.786%	2.768%	0,960%	1,573%	3.244%	1,591%
Fe-55	65.817%	75.647%	62,670%	64.010%	77.034%	59,480%
Co-60	12.309%	9.873%	17.729%	18,573%	7.470%	28.091%
Ni-59	0.186%	0.099%	0.304%	0.433%	0.101%	0.738%
Ni-63	20.900%	11.252%	18.337%	15.411%	12.151%	9.922%
А, Бк/г	4,40E+09	4,42E+09	1,48E+09	6,06E+08	1,22E+10	3,90E+08

Мощность дозы от оборудования

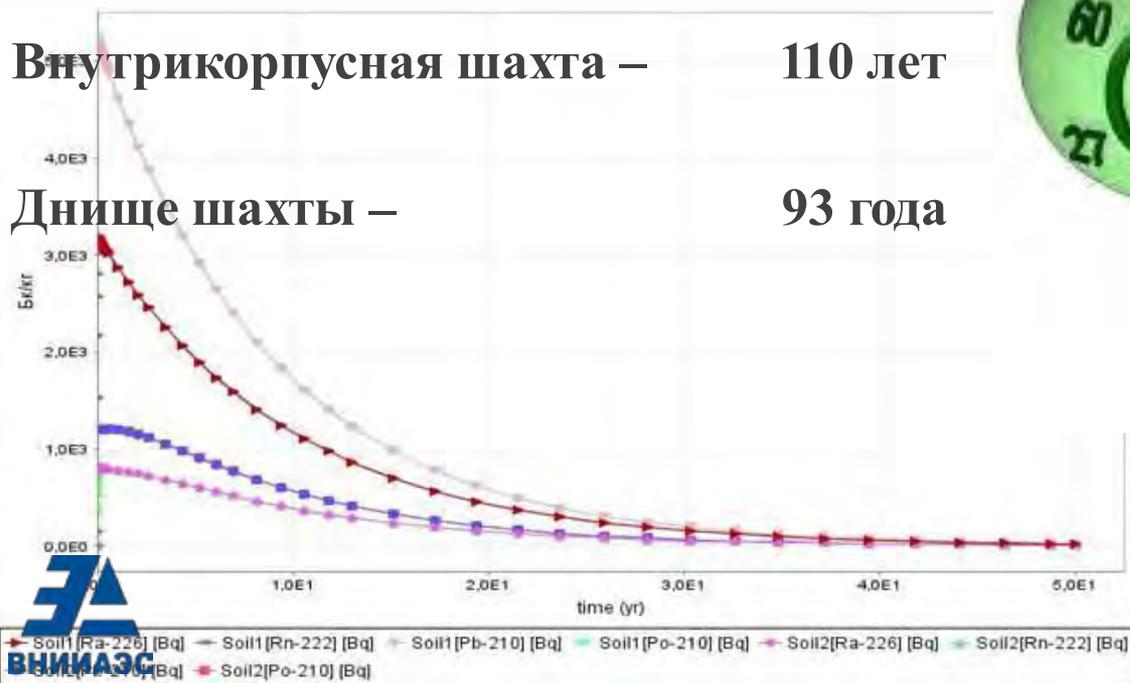


Наименование оборудования	Расчетная точка контроля	Мощность дозы
Корпус реактора	1 м от поверхности КР в районе центра АЗ 1 м от поверхности КР в районе центра днища В центре активной зоны	0,05 мЗв/с 12,0 мкЗв/с 0,8 мЗв/с
Кольцевой бак	1 м от поверхности верхнего торца (по центру) 1 м от внешней обечайки (по центру АЗ) В центре внутренней обечайки	0,01 мЗв/с 3,0 мкЗв/с 0,02 мЗв/с
БЗТ	1 м от центра нижней плиты (снизу) 1 м от центра нижней плиты (сбоку)	1,10 мЗв/с 0,05 мЗв/с
Корзина АЗ	1 м от центра нижней плиты (снизу) 1 м от верха корзины (сверху) 1 м от обечайки в районе центра АЗ В центре активной зоны	1,10 мЗв/с 16,0 мЗв/с 20,0 мЗв/с 41,8 мЗв/с
Шахта	1 м от поверхности КР в районе центра АЗ В центре активной зоны	0,47 мЗв/с 1,3 мЗв/с
Днище	1 м от центра верхней плиты (сверху) 1 м от центра верхней плиты (сбоку)	0,7 мЗв/с 30 мкЗв/с

* данные получены расчетным путем с использованием программы MicroShield

Время необходимое для резки с непосредственным участием персонала

Корпус реактора –	70 лет
Блок защитных труб –	115 лет
Корзина активной зоны –	127 лет
Внутрикорпусная шахта –	110 лет
Днище шахты –	93 года



Требования к методам демонтажа и фрагментации высокоактивных конструкций

Методы демонтажа и фрагментации должны:

- Ø быть применимы для использования под водой;
- Ø быть надежными и безопасными в использовании;
- Ø обеспечивать необходимую производительность;
- Ø иметь элементную базу для дистанционного применения;
- Ø минимизировать образование вторичных отходов;
- Ø минимизировать дозовые нагрузки на персонал;
- Ø обеспечивать необходимое качество реза;
- Ø оказывать минимальные усилия на обрабатываемые поверхности



Методика выбора методов резки при фрагментации высокоактивных конструкций

Методика выбора методов резки применяемых при фрагментации высокоактивных конструкций блока АС:

1. Определение контекста принятия решения
2. Подготовка перечня рассматриваемых методов резки или их комбинаций
3. Определение критериев сравнения
4. Качественная оценка критериев
5. Присваивание весовых коэффициентов каждому критерию
6. Количественная оценка методов резки
7. Выбор метода с наибольшей количественной оценкой

$$S_i = w_1 s_{i1} + w_2 s_{i2} + \dots + w_n s_{in} = \sum_{j=1}^n w_j s_{ij}$$



Критерий	Вес	Вариант			
		a ₁	a ₂	a _i	a _m
		Оценки			
c ₁	w ₁	s ₁₁	s ₁₂	s _{1i}	s _{1m}
c ₂	w ₂	s ₂₁	s ₂₂	s _{2i}	s _{2m}
c _j	w _j	s _{j1}	s _{j2}	s _{ji}	s _{jm}
c _n	w _n	s _{n1}	s _{n2}	s _{ni}	s _{nm}
Сумма		S ₁	S ₂	S _i	S _m



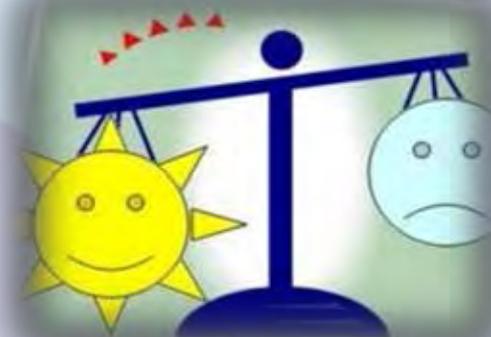
Методы резки и критерии их сравнения

Методы резки:

- Механическая резка
 - ленточная пила
 - дисковая пила
 - резка фрезой
 - гильотинный нож
 - абразивный диск
- Термическая резка
 - плазменная резка
 - кислородная резка
 - электродуговая резка
 - термитное «копье»
 - ацетиленовая резка
 - лазерная резка
- Гидроабразивная резка

Основные критерии сравнения:

- ∅ Возможность использования под водой
- ∅ Производительность/скорость резки
- ∅ Простота в использовании
- ∅ Наличие опыта практического применения
- ∅ Эффективность, эргономичность и возможность дистанционного применения в радиационных условиях
- ∅ Дозовые нагрузки на персонал
- ∅ Образование вторичных отходов
- ∅ Обеспечение общепромышленной безопасности



Преимущества и недостатки основных методов резки при демонтаже и фрагментации высокоактивного оборудования

Механические методы резки	Преимущества	Недостатки
ленточная пила	высокая надежность хороший контроль при подводной резке	низкая производительность только простая геометрия большой запас места для инструмента
дисковая пила	возможность угловой резки применимость в стесненных условиях	низкая производительность частая замена инструмента
лобзиковая пила	высокая надежность хороший контроль при подводной резке	только тонкостенные заготовки частая замена инструмента низкая производительность
абразивный круг	возможность угловой резки применимость в стесненных условиях	частая замена инструмента только сухая резка

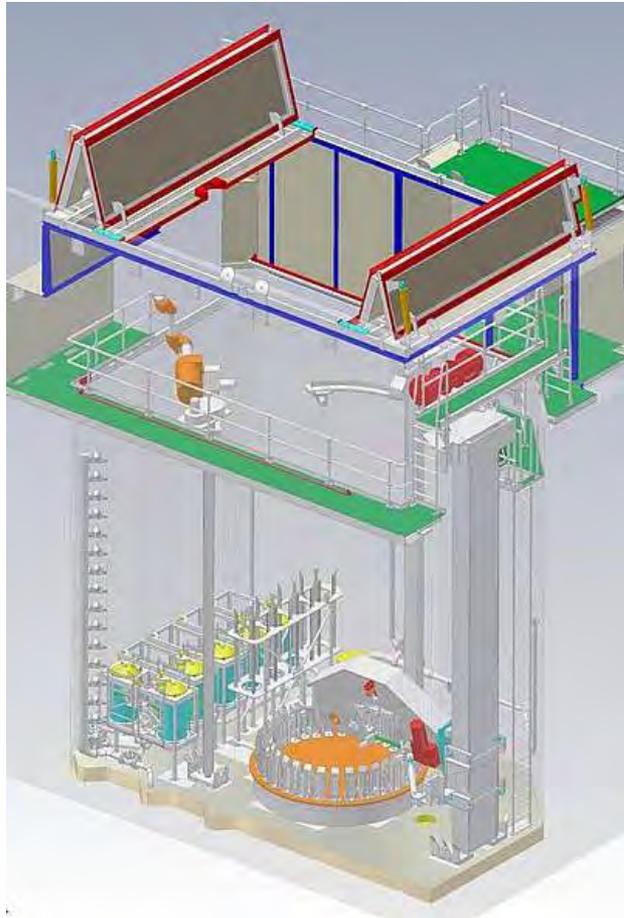
Преимущества и недостатки основных методов резки при демонтаже и фрагментации высокоактивного оборудования

Термические методы резки	Преимущества	Недостатки
кислородная	хорошая производительность прост в применении	высокая аэрозольная активность не подходит для нержавеющей сталей не подходит при подводной резке
плазменная	Высокая производительность резка заготовок сложной геометрии Очень надежное применение	высокая аэрозольная активность низкое качество реза
электродуговая	резка заготовок сложной геометрии высокая производительность при толщинах от 80 до 300 мм	только резка под водой образование мелкодисперсных частиц частая смена фильтров плохая видимость процесса резания
лазерная	высокое качество реза	громоздкое оборудование большие энергозатраты при толщинах заготовок от 50 мм

Рекомендации по использованию методов резки при демонтаже и фрагментации активированного оборудования ВВЭР 440

Оборудование	Рекомендуемый метод резки	Запасной (альтернативный) метод резки
Корпус реактора	ленточная пила (сухая резка)	кислородная резка
БЗТ <ul style="list-style-type: none"> - трубная система - верхняя плита - обечайка - нижняя плита 	поворотная плазменная резка (мокрая резка) плазменная резка (мокрая резка) дисковая пила (мокрая резка) электродуговая резка (мокрая резка)	лобзиковая пила электродуговая резка плазменная резка отсутствует
Шахта реактора	ленточная пила (мокрая резка)	дисковая пила
Корзина АЗ <ul style="list-style-type: none"> - обечайка - нижняя плита 	ленточная пила (мокрая резка) электродуговая резка (мокрая резка)	дисковая пила отсутствует
Днище шахты реактора <ul style="list-style-type: none"> - верхняя плита - трубная система 	электродуговая резка (мокрая резка) поворотная плазменная резка	отсутствует лобзиковая пила
Кольцевой бак	канатная резка (сухая резка)	отсутствует

Технологический комплекс фрагментации ВКУ и предложения по его компоновке



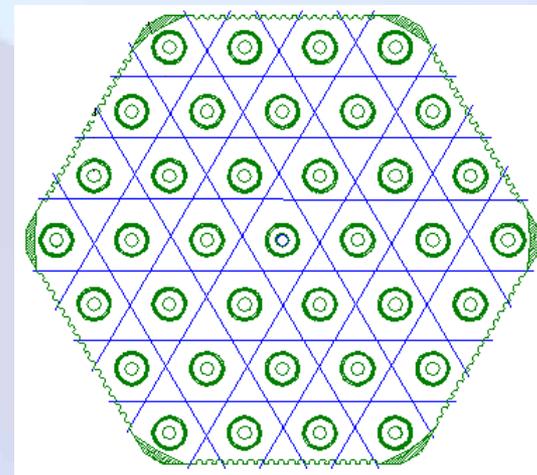
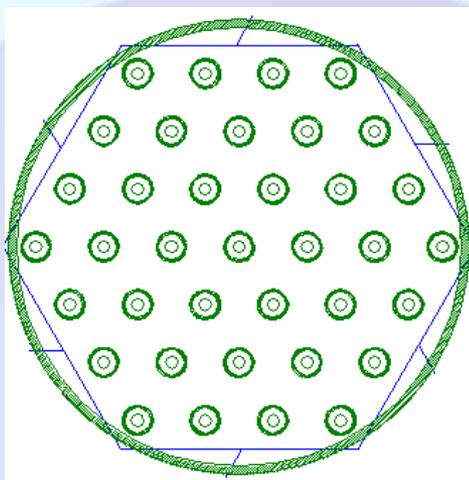
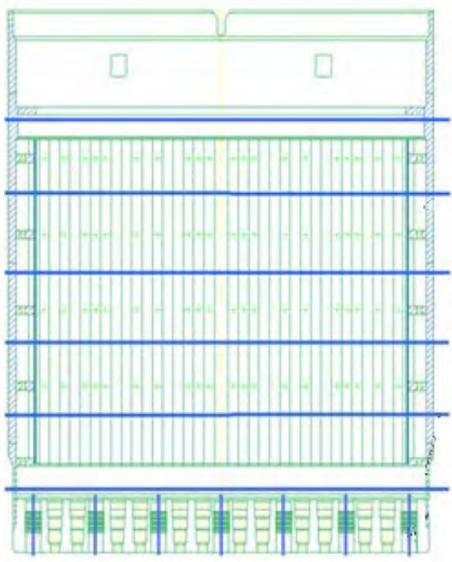
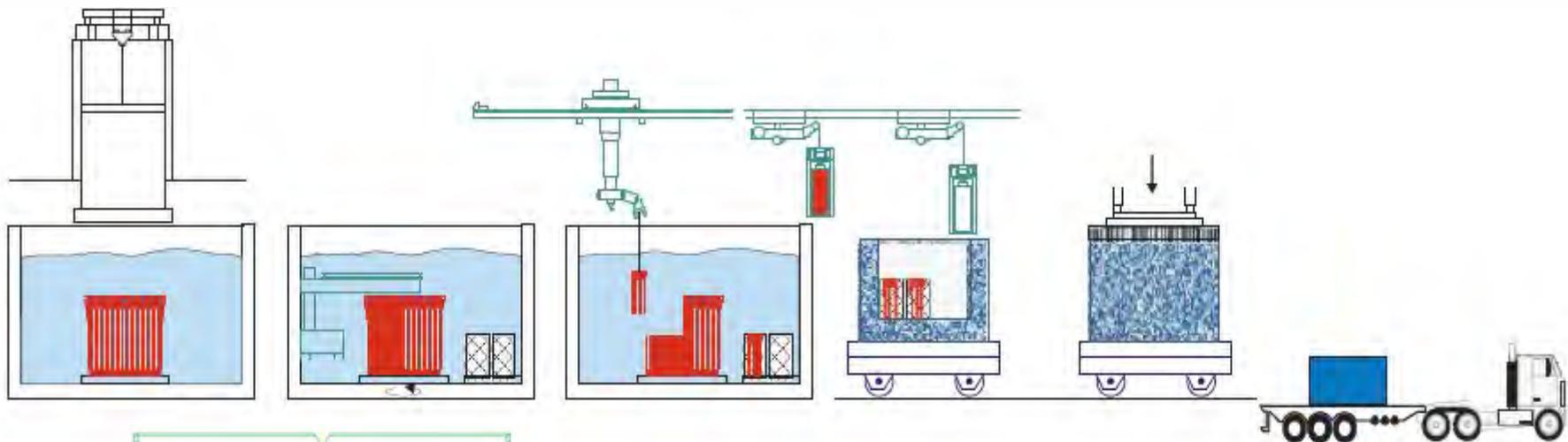
Состав:

- поворотный стол
- большой манипулятор
- малый манипулятор
- ленточная пила
- система фильтрации воды
- плазменный резак
- устройство для электродуговой резки пластинчатым угольным электродом
- обеспечивающие системы

Технологический комплекс создается на месте бассейна перегрузки или в боксе ПГ-ГЦН после освобождения его от оборудования.



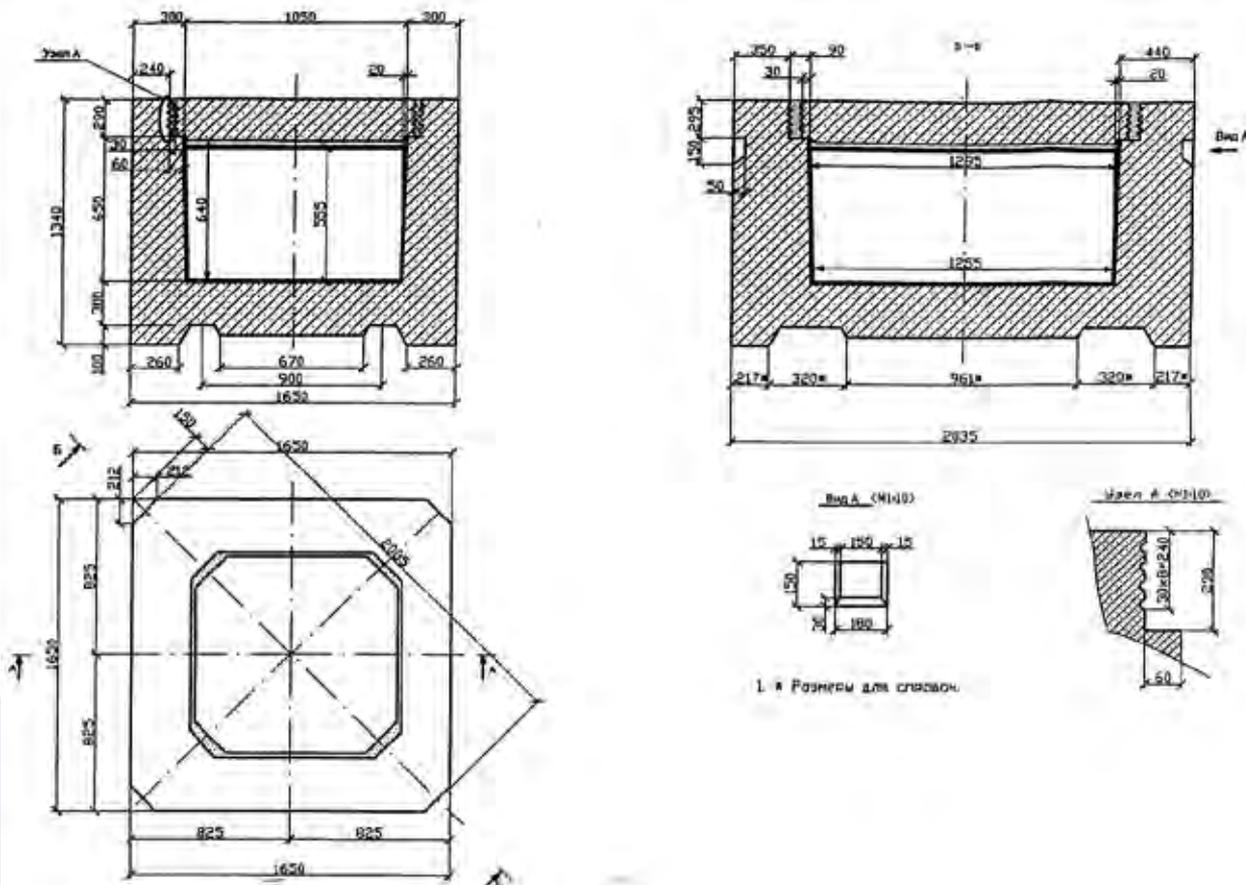
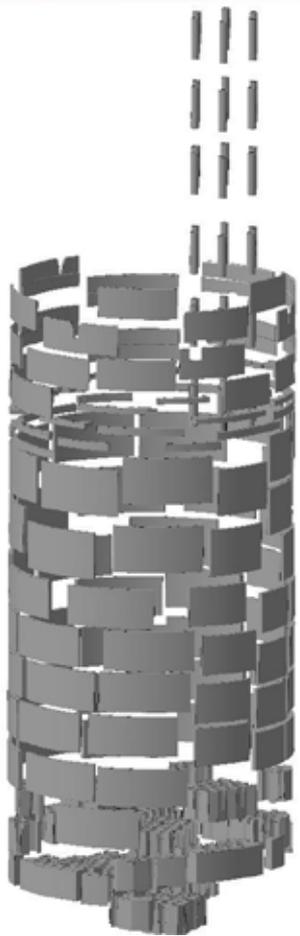
Последовательность выполнения работ по демонтажу и фрагментации (фрагментация корзины АЗ)



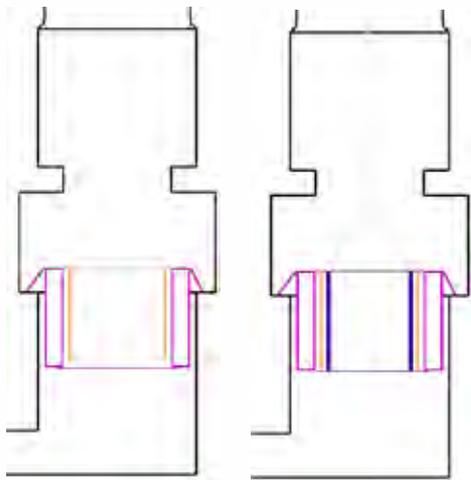
Последовательность выполнения работ по демонтажу и фрагментации (фрагментация корзины АЗ)

Резка на 109 фрагментов массой от 50 до 280 кг

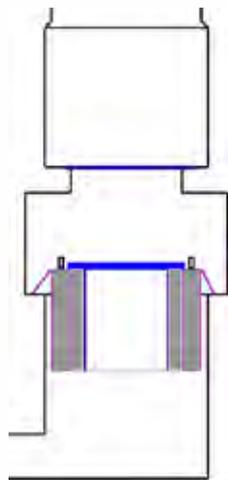
Для контейнеризации потребуется 12 контейнеров НЗК III



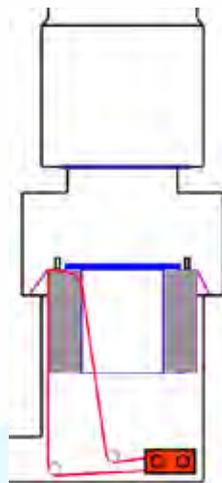
Последовательность выполнения работ по демонтажу и фрагментации (демонтаж кольцевого бака)



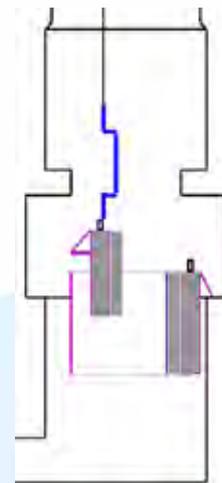
Установка на внутреннюю поверхность кольцевого бака защитного цилиндра



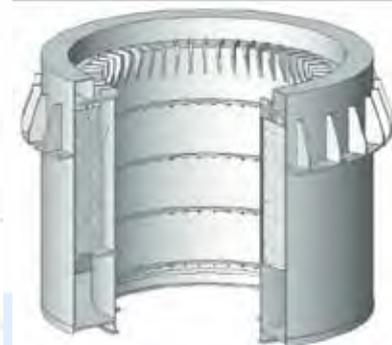
Дренирование кольцевого бака. Заполнение внутреннего объема кольцевого бака бетоном



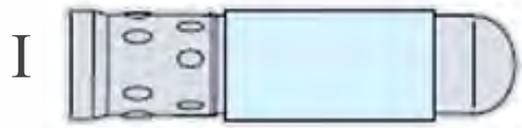
На бетонную перемычку устанавливают защитную крышку. К отрезаемым секциям бака приваривают транспортные проушины. В шахте реактора устанавливают канатно-пильную машину



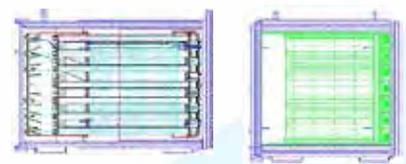
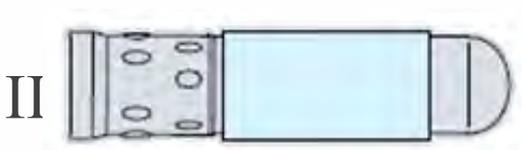
Отрезанный фрагмент кольцевого бака поднимают в ЦЗ с помощью крана г/п 30 т и загружают в контейнер.



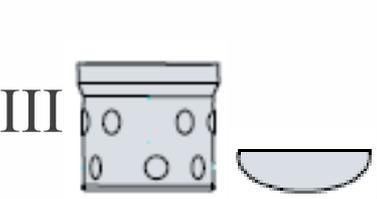
Объемы хранения активированных элементов



215 м³



380 м³



НЭК									
НЭК									
НЭК									
НЭК									



430 м³



- I.– все ВКУ в корпусе реактора в не фрагментированном виде
- II.– шахта с днищем размещаются в корпусе реактора, а корзина АЗ и БЗТ в спец. контейнерах
- III.– все элементы, включая корпус, подлежат фрагментации и размещению в контейнерах

Спасибо за Ваше внимание!





Применение программно-технического комплекса ОБОЯН в задачах оценки безопасности и планирования работ по ОЯН

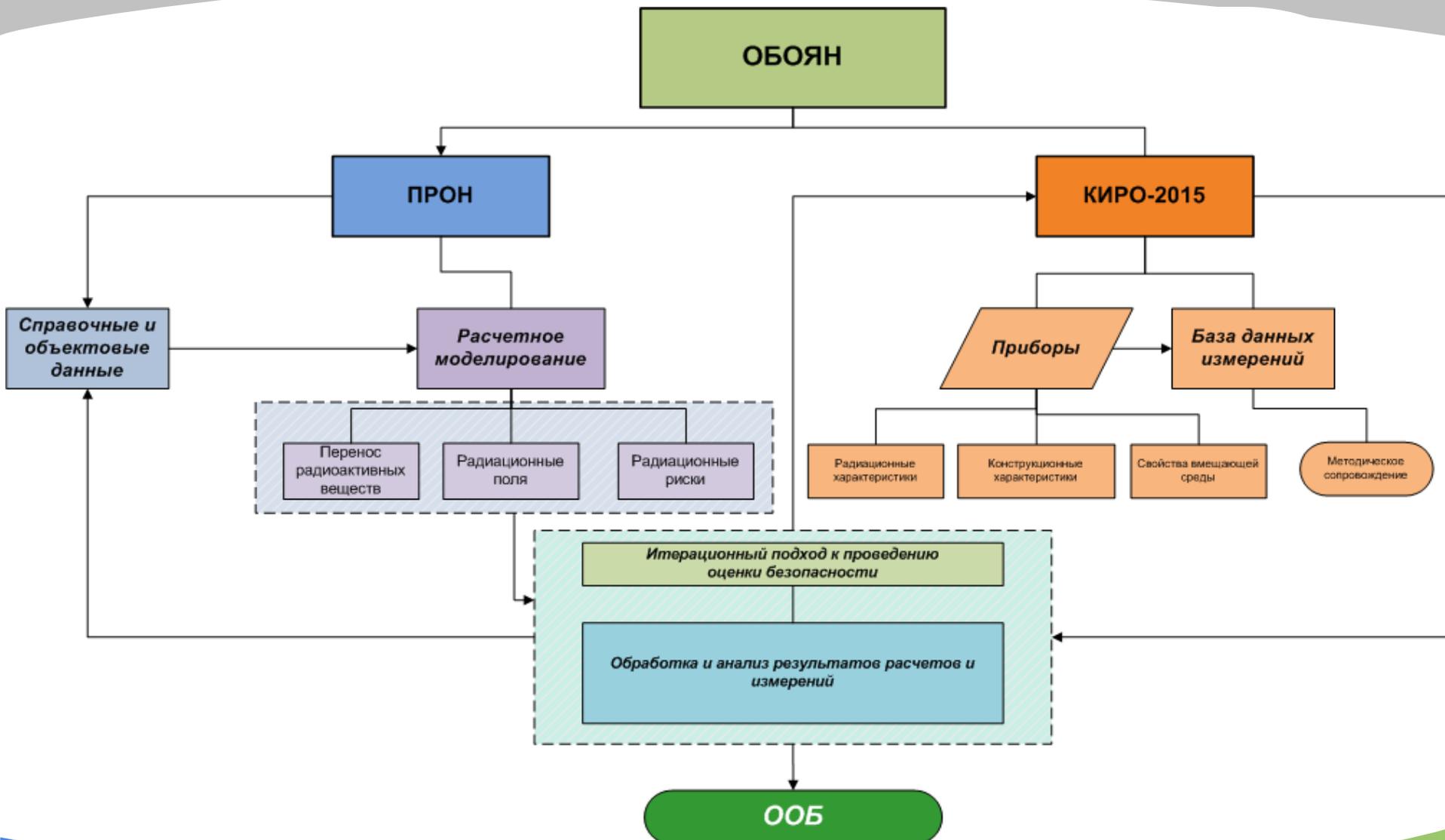
Д.В. Крючков
к.т.н., зав. лаб.

10-я Юбилейная Российская
научная конференция
«Радиационная защита и
радиационная безопасность в
ядерных технологиях»

22-25 сентября 2015 г.

- § оценка текущего уровня безопасности объекта и связанных с ним радиационных рисков для населения и персонала;
- § получение прогнозных оценок изменений уровня безопасности объекта в заданных временных диапазонах при отсутствии несанкционированного вмешательства;
- § выбор варианта конечного состояния объекта с учетом его потенциальной опасности;
- § оценка безопасности объекта в переходных состояниях при выводе его из эксплуатации (вскрытие барьеров безопасности при демонтаже, удаление РАО, поэтапная консервация и т.д.).

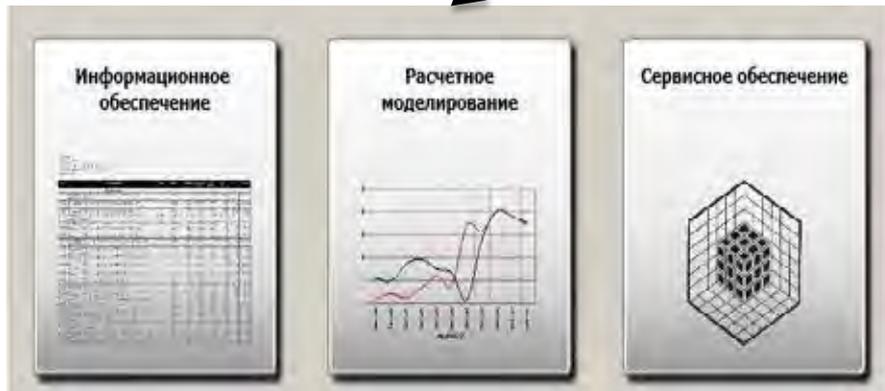
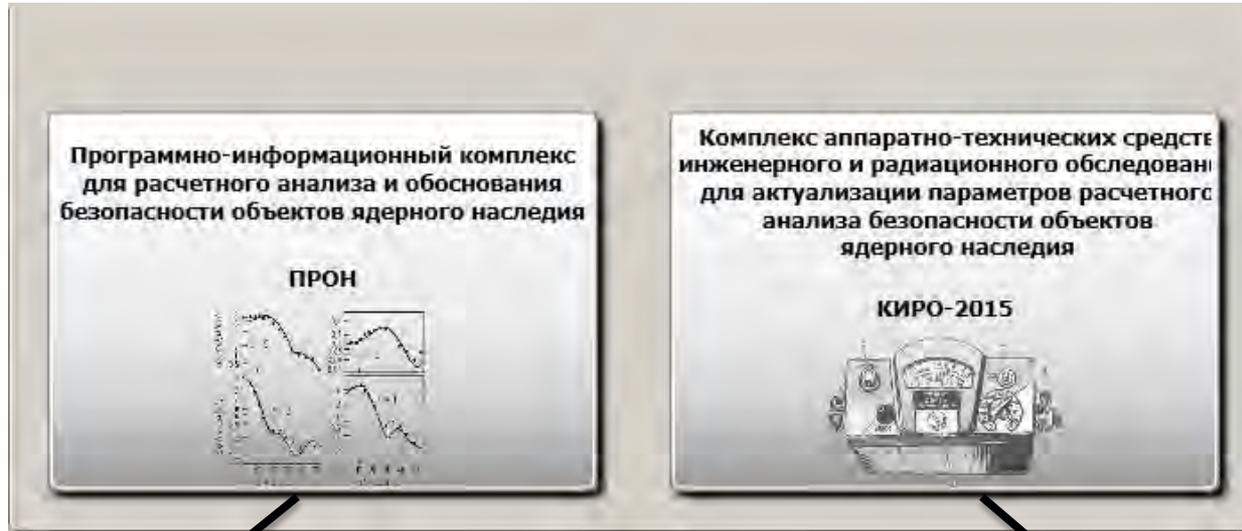
Структура комплекса



Порядок работ с применением ОБОЯН

Компонент комплекса	Система информационного обеспечения		Система моделирования	КИРО-2015	Система моделирования
Источник данных	Блок справочных данных	Блок объектовых данных			
Этап работ	Формирование модели объекта		Состояние объекта	Актуализация информации	Анализ безопасности
Результат этапа	Данные, необходимые для анализа состояния объекта		Перечень параметров, требующих актуализации	Полная достоверная информация об объекте	Результаты расчетов, обосновывающие материалы

Пользовательский интерфейс комплекса ОБОЯН



Основные системы комплекса ПРОН

Система информационного обеспечения



Справочные данные	Характеристики объектов
Общие сведения о ЯРОО	Объект <input type="text" value="Хранилище ТО..."/>
Каталог радионуклидов	Общая информация
Миграционные параметры	Расположение и состояние объекта
Параметры деградации барьеров безопасности	Проектные данные
Состав материалов	Радиационные характеристики
Методические данные	Параметры вмещающей среды
	Входные файлы для моделирования
	Результаты расчетов

Общие сведения о ЯРОО

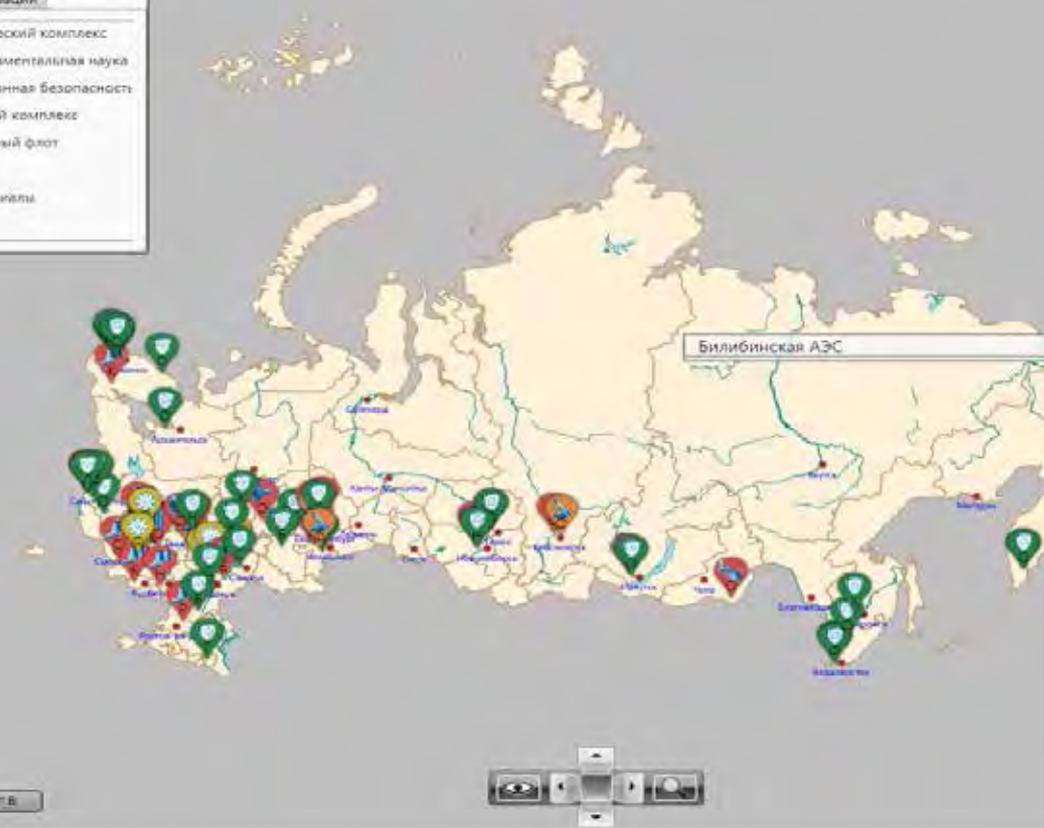
Информационное обеспечение

Сведения о ЯРОО Миграционные параметры Каталог радионуклидов Состав материалов Параметры деградации барьеров безопасности Методические данные

Справка

Слои Категория Организации

- Ядерный энергетический комплекс
- Прикладная и фундаментальная наука
- Ядерная и радиационная безопасность
- Ядерный оружейный комплекс
- Атомный ледокольный флот
- Ядерная медицина
- Композитные материалы
- Не выбрано



Билибинская АЭС

64° 02' 53.71" N, 100° 00' 09.38" E

Сведения о ЯРОО

Наименование	Билибинский ОУС, Бил
Дата ввода	01.04.1974
Дата списания	01.01.2019
УРОО	4 - Арктический ОУС
Состав ЯРОО	1 - Ядерный комплекс
Адрес АЭС	Самарская область, в 40 км от села Билибино
Дата закрытия	01.02.2004
Дата окончания	01.01.2004
Эксплуатация	ОС (Объект не эксплуатируется)

Оценить вид объекта

Печать карты и/или информации об объекте

Сохранить

Основные системы комплекса ПРОН



Объект Хранилище ТО...

Входные файлы для моделирования

Миграционное моделирование

- Камерная модель миграции
- 3D моделирование
- Моделирование переноса в водной среде
- Моделирование переноса в воздушной среде
- Провести экспресс-оценку
- Исследование химических процессов

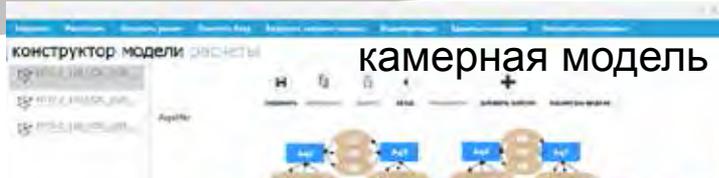
Моделирование радиационных полей с использованием расчетных модулей

- Модуль MCC
- Модуль MCNP

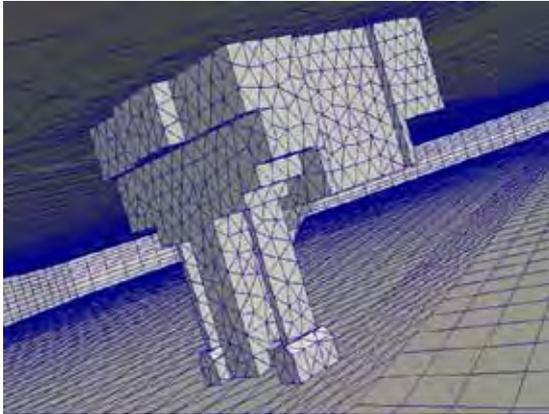
Оценка радиационных рисков

- Оценка доз
- Оценка радиационных рисков

Основные системы комплекса ПРОН моделирование миграции



камерная модель



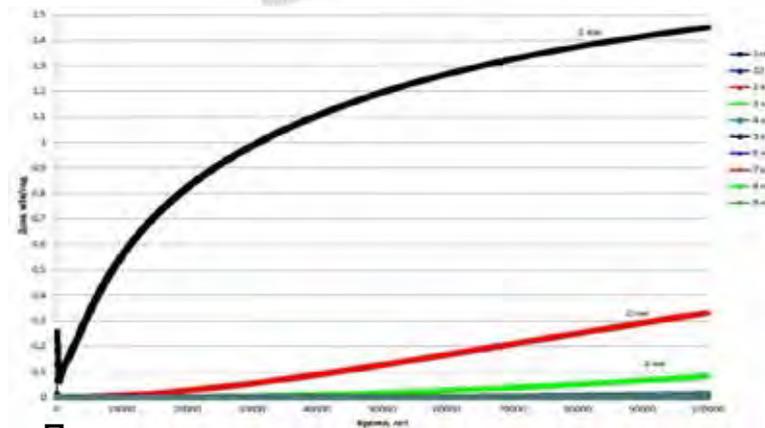
трехмерная модель



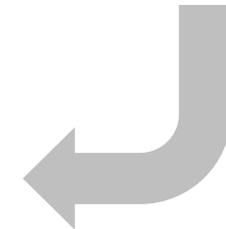
Концентрация
р/в



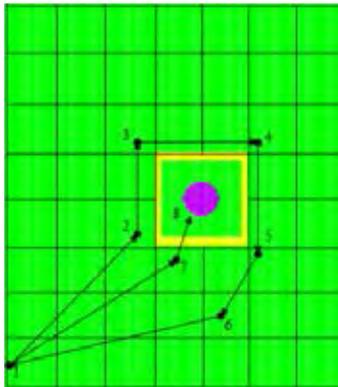
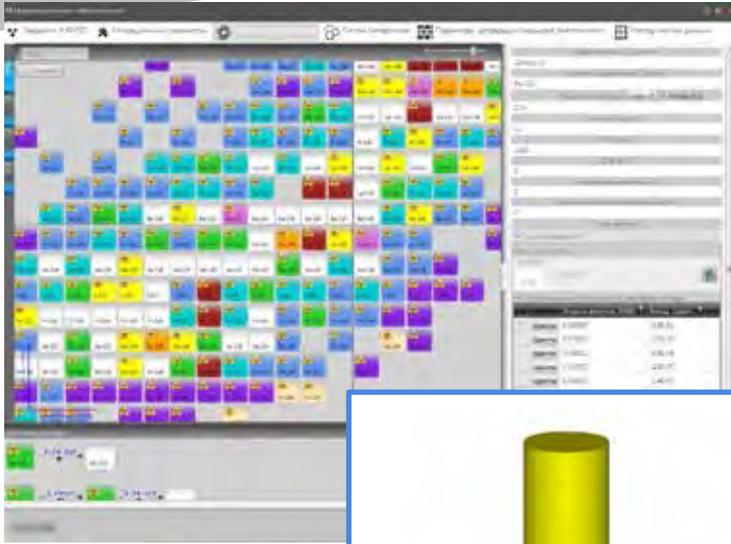
Расчет сценариев
получения дозы



Дозовая нагрузка, получаемая при
употреблении воды



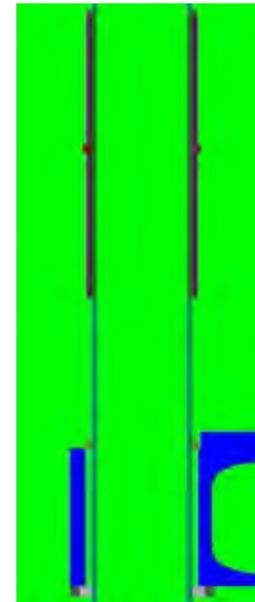
Основные системы комплекса ПРОН моделирование внешних полей



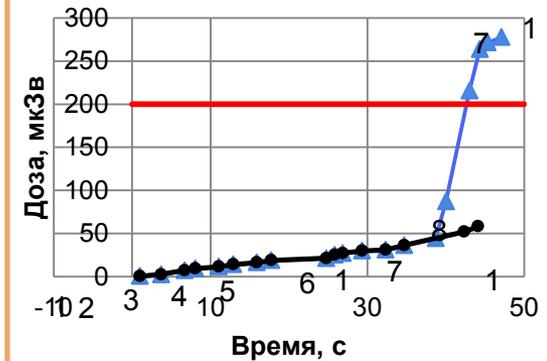
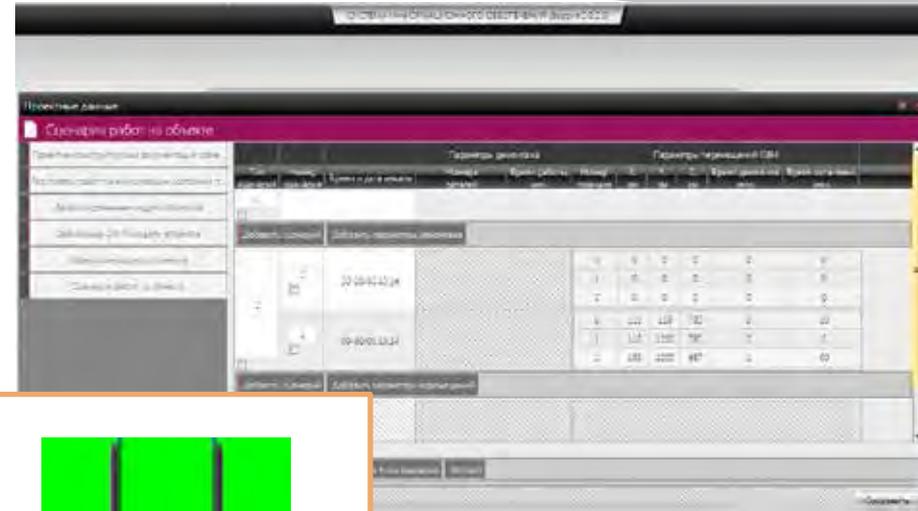
Сценарий работ



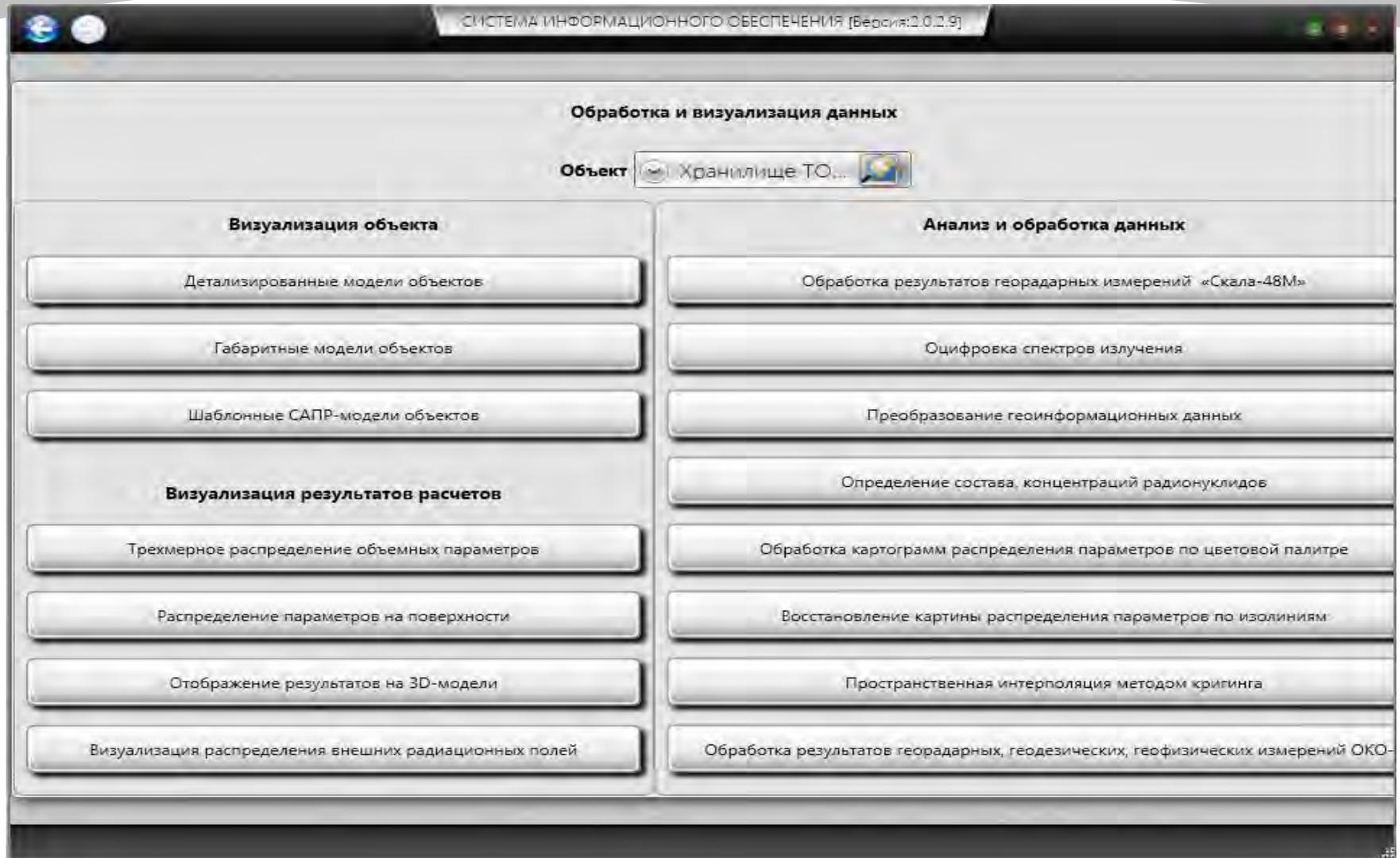
Шаблонная САПР-модель части
технологического тракта реактора
ПУГР



Преобразованная расчетная модель
технологического тракта реактора
ПУГР



Основные системы комплекса ПРОН сервисное обеспечение





Измерение радиационных характеристик

- Гамма-спектрометрическая система ISOCS
- Дозиметр-радиометр ДКС-96
- Дозиметр-спектрометр SDMF-1206
- Спектрометрический комплекс СКС-08П-Г37
- Система локализации и идентификации источников гамма-излучения «Гамма-камера»



Измерение конструкционных характеристик

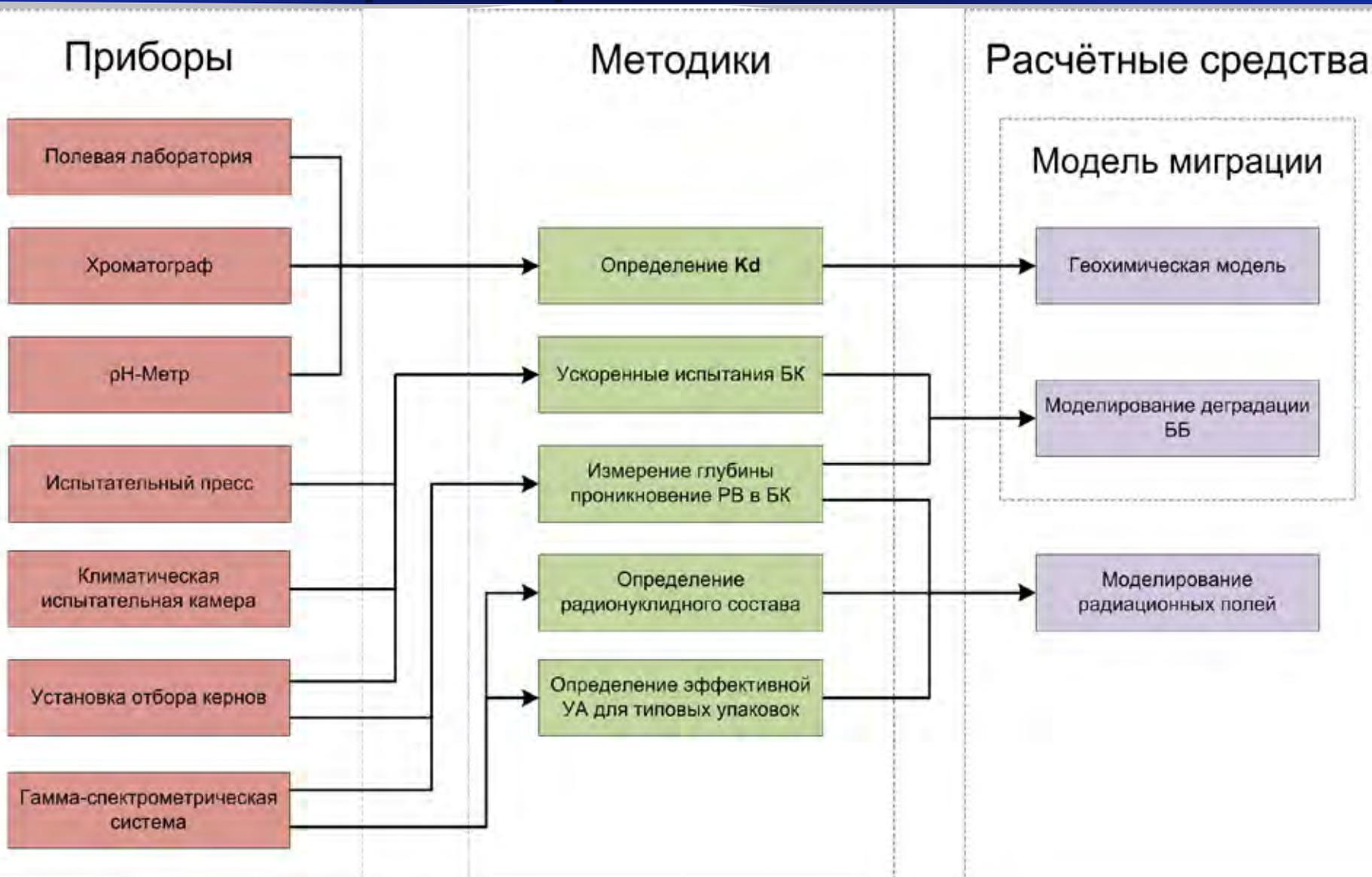
- Низкочастотный ультразвуковой дефектоскоп А1220 МОНОЛИТ
- Ультразвуковой переносной тестер бетона УКС-МГ4
- Тепловизор Testo 881-2
- Husqvarna DMS 160 Gyro
- Хроматограф ионный «Стайер» КВ-200
- Портативный рентгеновский дефектоскоп Арион-400
- Ультразвуковой толщиномер А1208
- Портативный определитель хим.состава DELTA Professional
- Испытательный пресс ИП-1А
- Муфельная печь N-30 L 1300
- Система телеинспекции Rausch ECO-Star 400



Определение свойств вмещающей среды

- Геофизический прибор Скала-48М
- Георадар ОКО-2
- Полевая лаборатория Литвинова ПЛЛ-9
- Климатическая испытательная камера ТН-G-300
- pH-метр SG68-FK2

Алгоритм применения методик

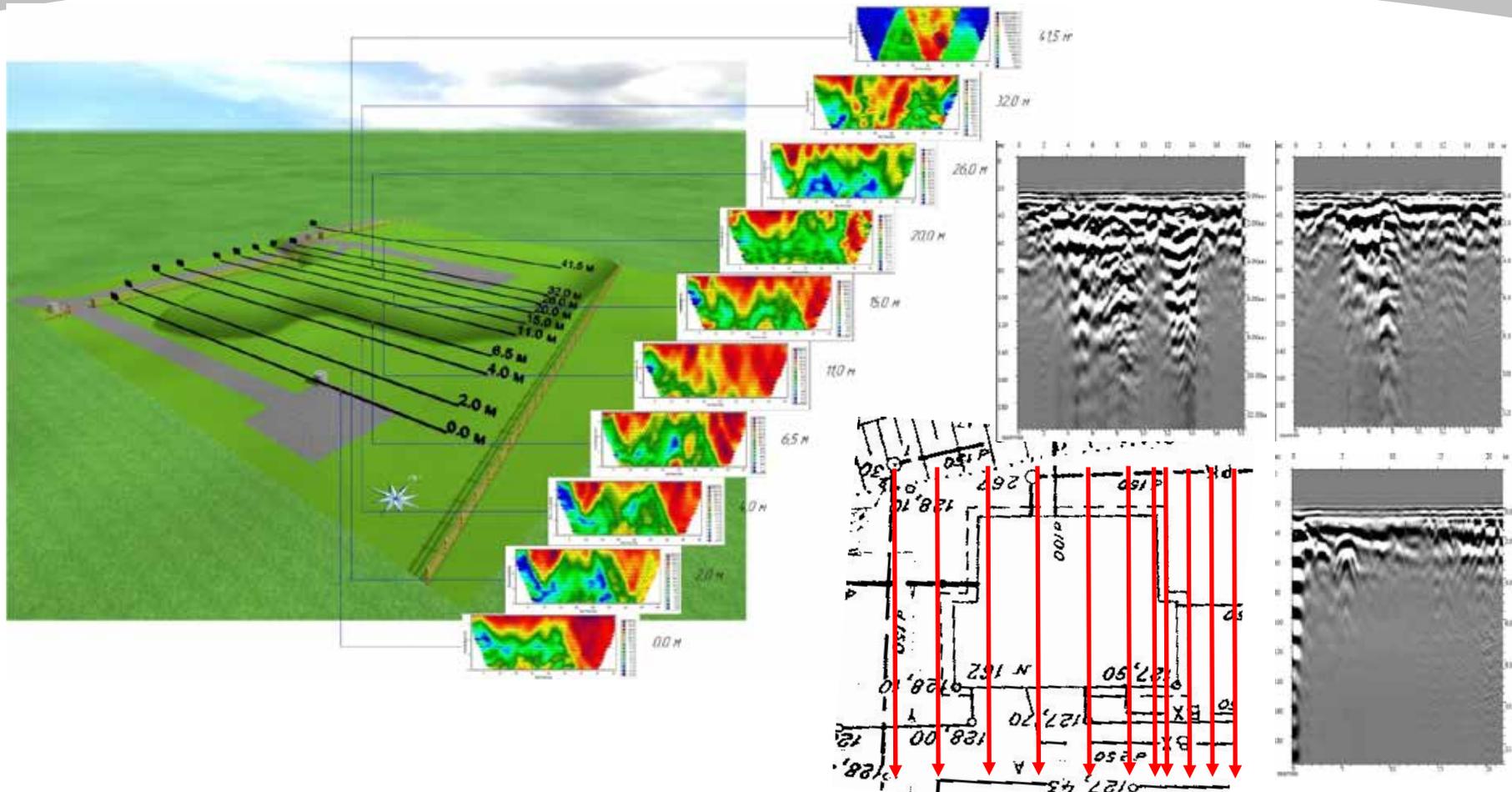


Пилотное применение комплекса ОБОЯН на объекте ХТО (ОАО «ОДЦ УГР»).



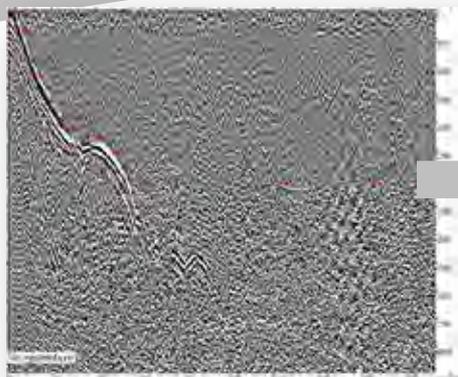
Краткая характеристика	Задачи	Проблемы
<p>Капитальное бетонное хранилище РАО. Морфологический состав РАО: графитовые втулки; алюминиевые розочки и стаканы.</p> <p>Радионуклидный состав РАО: С-14, Cl-36, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154, Am-241...</p> <p>Масса РАО - 542 т., объем РАО – 565 м³.</p>	<p>Оценка дозовых нагрузок на население при выборе стратегии ВЭ – захоронение на месте.</p>	<p>Уточнение свойств, структуры вмещающей среды, радионуклидного состава.</p>
	<p>Оценка дозовых нагрузок на персонал при выборе стратегии ВЭ – удаление РАО.</p>	<p>Уточнение конструктивных характеристик, радионуклидного состава, объемов РАО.</p>

Сценарий ВЭ – захоронение на месте. Исходные данные, уточнение геологии

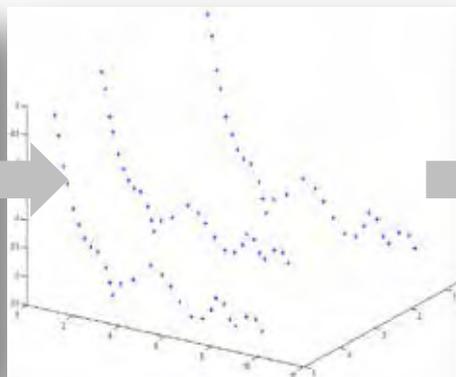


Проведение измерений
с применением Скала-48М

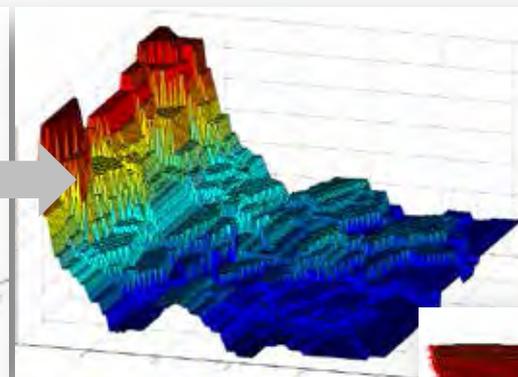
Проведение измерений
с применением георадара ОКО-2



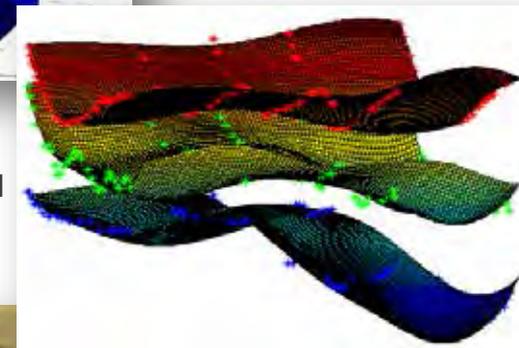
Построение
разрезов



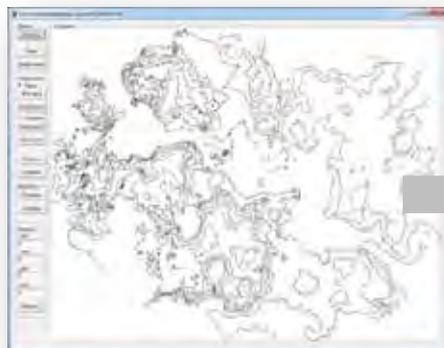
Выделение
границ почв



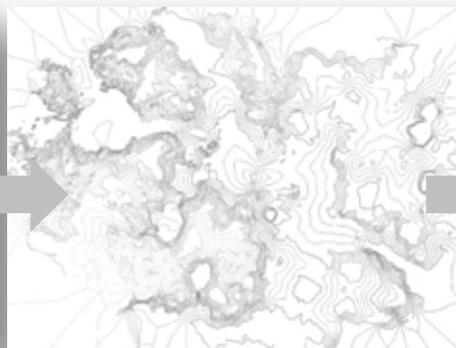
Формирование
3D распределения



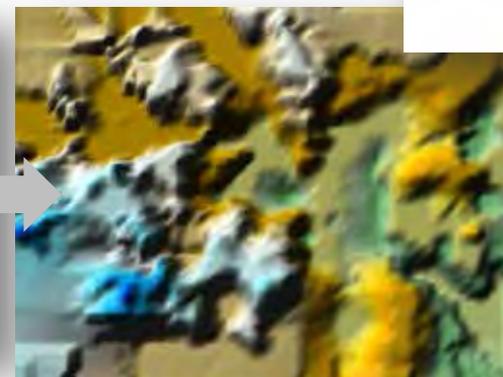
Построение
3D границ почв



Построение
изолиний поверхности

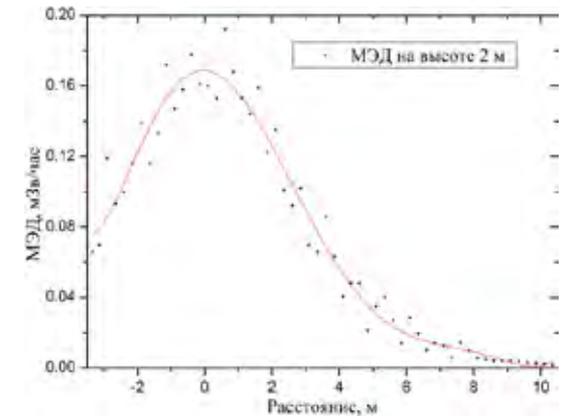
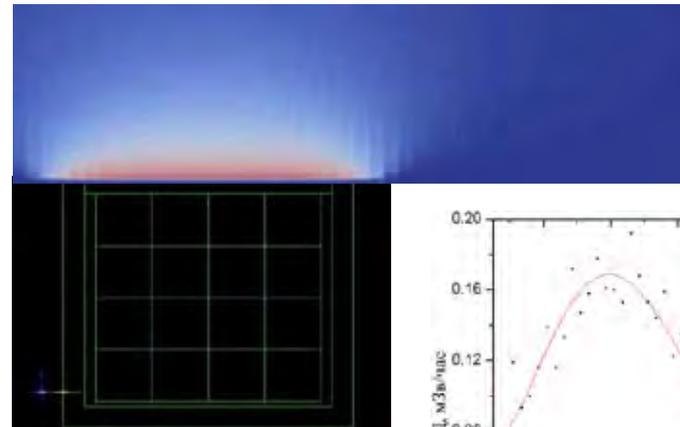
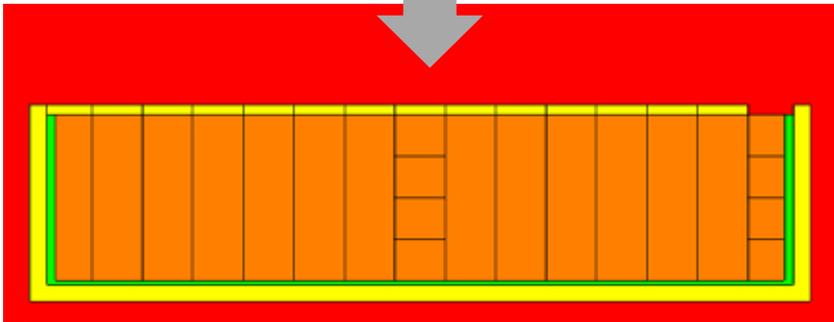
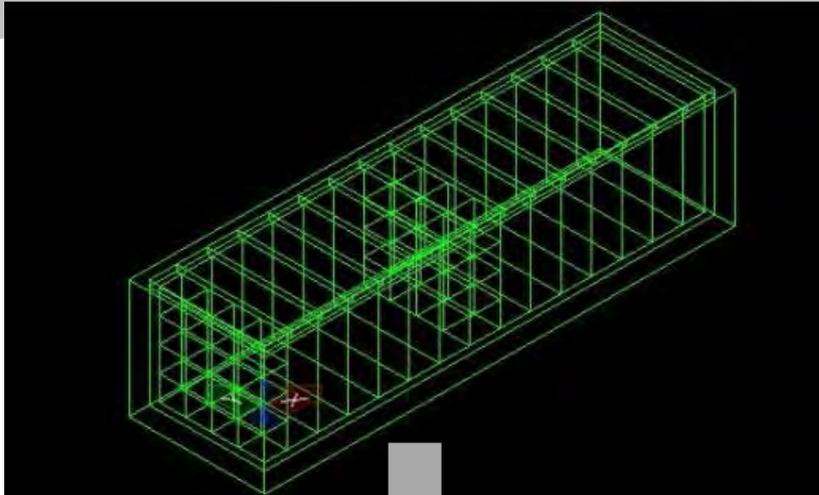


Восстановление
структуры



Формирование
3D поверхности

Сценарий ВЭ – демонтаж ПХ РАО

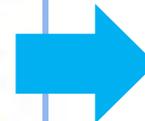
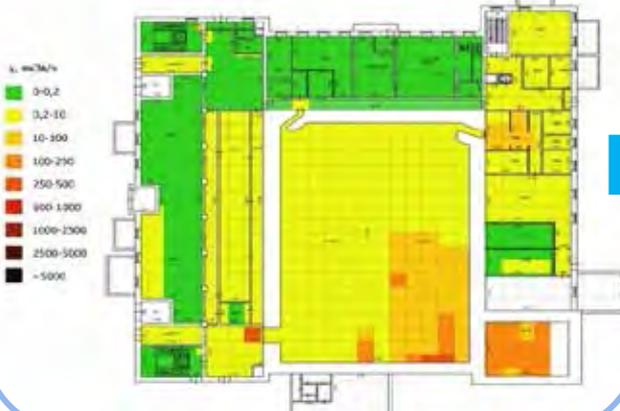


Результаты расчетов МЭД

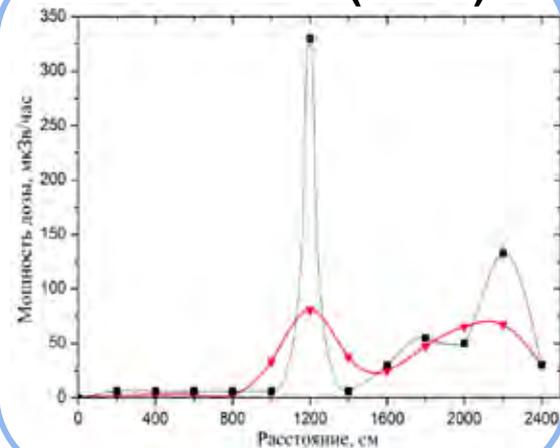
Результаты пилотных расчетов демонтаж оборудования и конструкций ПУГР



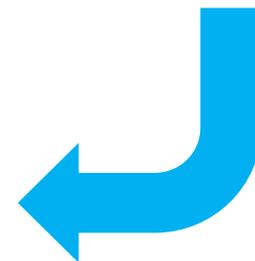
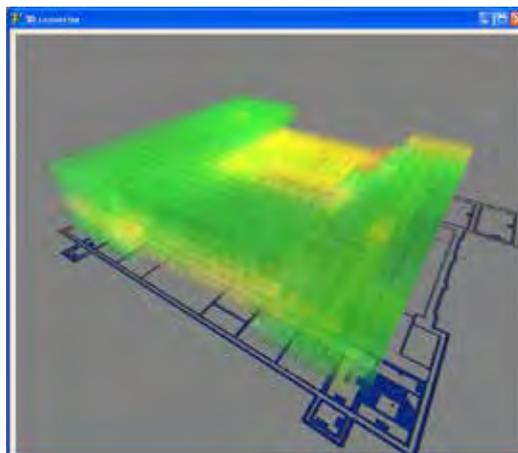
Измерения (КИРО-2015)



Расчет (МСС)



Визуализация



- § Методическое сопровождение
- § Дальнейшее развитие систем моделирования и приборного анализа
- § Доформирование информационных систем на основе требований и результатов исследований
- § Интеграция комплекса в информационную среду ГК «Росатом»
- § Выход на международный рынок

ОПТИМИЗАЦИЯ ЗАЩИТЫ НА СТАДИИ ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТ ПО НОРМАЛИЗАЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ В БСХ-ЗА

А.К. Сухоручкин¹, А.П. Варнавин¹, Б.С. Степеннов¹,
А.В. Королев¹,
А.Н. Федосеенков¹, К.Н. Куликов², С.П. Заочинский²,
А.Б. Иванов²

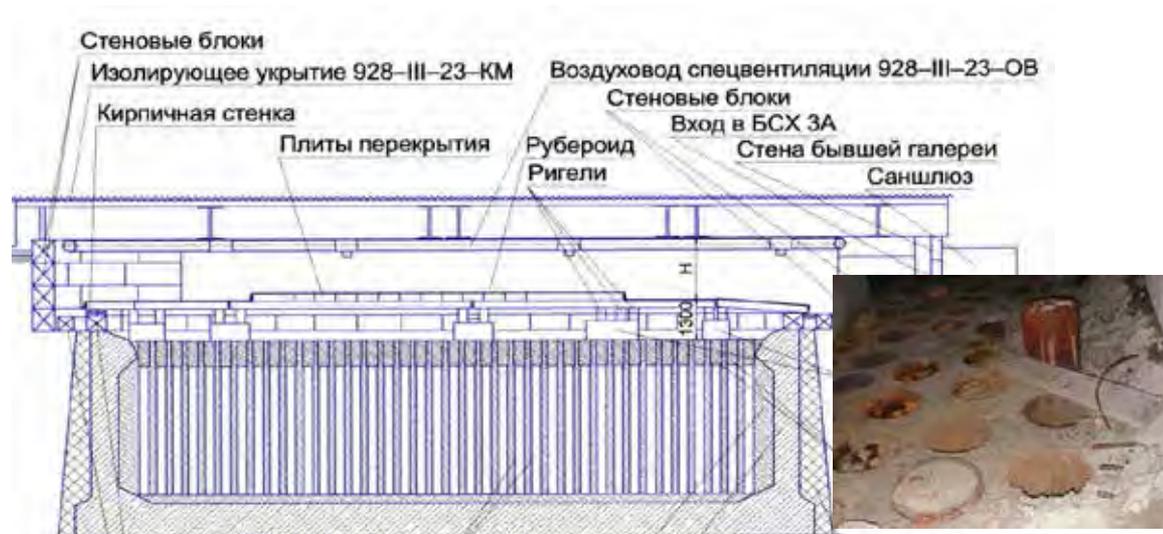
¹НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

²ОАО «НИПТБ Онега», г. Северодвинск

10-я Юбилейная конференция «Радиационная защита и
радиационная безопасность в ядерных технологиях»

22 – 25 сентября 2015

Блок сухого хранения ОЯТ – БСХ-3А

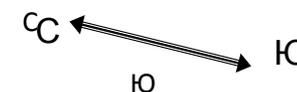


А



Б

~20 м



Радиационные параметры БСХ-3А

Источник

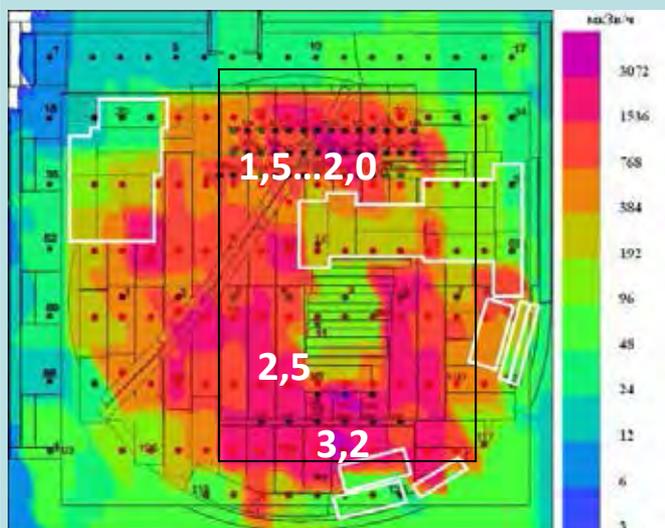
Диаметр 18,8 м

Активность 5,22 е+12 Бк ^{137}Cs

МЭД:

**На поверхности емкости хранения
- до 42 мЗв/ч**

**Над плитами перекрытия:
максимальное 3,2 мЗв/ч
среднее 1,0 мЗв/ч**



Проектные решения



МЭД_{средняя}

< 12 мкЗв/ч



ANDREEVA BAY DSU3A RADIOLOGICAL ISOLATION

**Нормализация
радиационной обстановки
на БСХ 3А в Губе Андреева**

Проектные дозы облучения персонала

Коллективная доза $S = 1700$ чел*мЗв

Индивидуальные дозы $H_E > 20 \dots 50$ мЗв

Проектное решение:

Замена персонала по причине достижения предела дозы (от 4 до 7 раз)

Принципы оптимизации защиты

Модели и данные, используемые для целей оптимизации, должны быть настолько реалистичными, насколько возможно [ICRP Publication 55. 1989]

Переоценка риска обесценивает саму оптимизацию [Публикация 26 МКРЗ. 1978].

Численность необходимого персонала следует определить только на основе эксплуатационных требований, и ее не следует увеличивать, с тем, чтобы обеспечить соблюдение заданных пределов облучения [МАГАТЭ, 1988. STI/PUB/687. ISBN 92-0-423188-23].

Дальнейшую оптимизацию защиты следует проводить на стадии эксплуатации, на которой оптимизация обычно не формальна и включает известные изменения действий, но при этом зачастую весьма эффективна [Публикация 60 МКРЗ, ч.1. 1990].

Оптимизация защиты

Мероприятие	Эффект
Уточнение модели источника	Снижение расчетных значений МЭД
Изменение технологии подъема крыши БСХ-3А	Снижение трудозатрат
Установка временной дополнительной горизонтальной защиты на перекрытие БСХ-3А	Снижение МЭД на рабочих местах
Изменение последовательности операций по удалению плит и по установке окончательной защиты	Снижение МЭД на рабочих местах

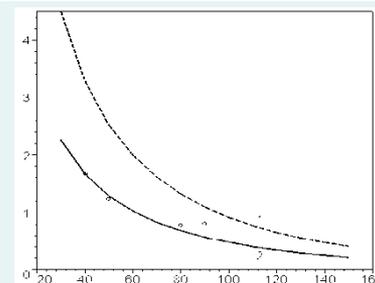
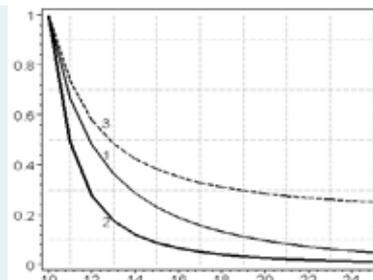
Уточнение модели источника

Реальный рельеф:



В расчетах МЭД
изменена толщина
источника:

1 см \longrightarrow 10 см

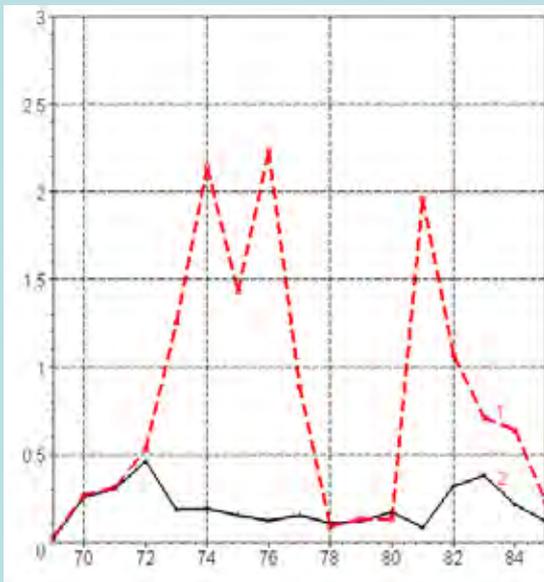


Снижение расчетных
значений МЭД в 2 раза

Изменение технологии подъема крыши БСХ-3А



Установка дополнительной защиты и оптимизация ее толщины



Кратность ослабления
среднего значения МЭД

$$K = 3,8$$

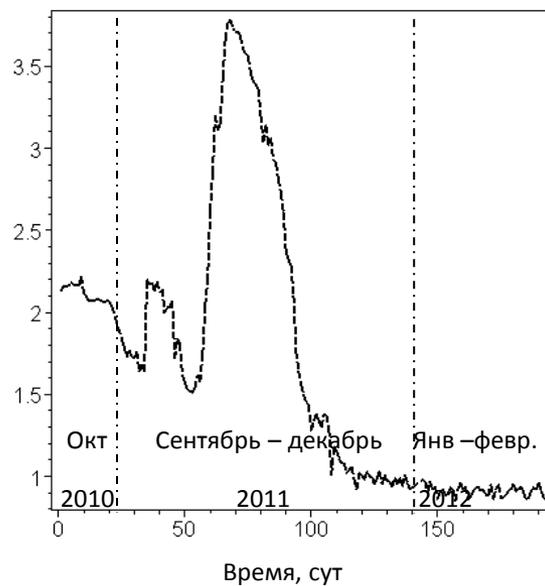
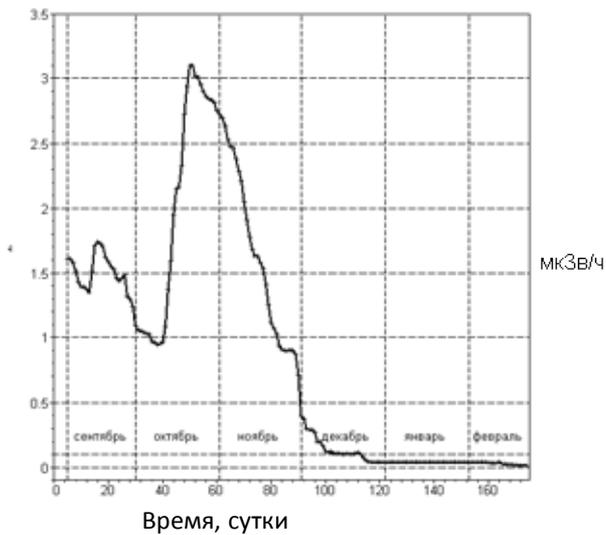
Экономия металла 18,7 т



Динамика МЭД в ходе выполнения работ

БСХ-3А

БСХ-2А



Сравнение проектных и фактических параметров облучения

Этап	Трудозатраты, чел.·ч		Коллективная доза, чел·мЗв	
	Проект	Факт	Проект	Факт
Этап 1	30000	10752	810	22,4
Этап 2- 3	28 000	8112	857	36,1
Этап 4	8620	6408	36	12,6
Всего	66620	25272	1700	71,1

Заключение 1

Радикально изменена проектная технология подъема крыши. Крыша БСХ-3А разрезана на две части, и для ее подъема использован имеющийся кран КПМ-40.

Проведен анализ прочностных характеристик плиточного покрытия, и стальные листы имеющегося технологического настила использованы в качестве дополнительной горизонтальной защиты, толщина защиты оптимизирована.

Изменена последовательность операций на этапах демонтажа плиточного покрытия и установки окончательной защиты. Вскрытие поверхности осуществляли поочередно на первой и второй половинах емкости хранения.

Заключение 2

В результате трудозатраты снизились в ~2,6 раза, а коллективная доза снижена в ~24 раза по сравнению с проектными значениями.

Удалось избежать случаев отстранения и замены персонала по причине достижения предела дозы; численность персонала определялась только технологией работ. Максимальное значение индивидуальной дозы внешнего облучения за весь период работ по НРО составило 7,42 мЗв.

С окончанием работ по НРО среднее значение МЭД над емкостью хранения уменьшено до значения 7,44 мкЗв/ч, т.е. проектный уровень ниже 12 мкЗв/ч достигнут.

В результате НРО на БСХ-3А существенно снижен фон γ излучения и на прилегающей территории: на расстояниях 40...60 м значения МЭД уменьшены в 2,5...3,4 раза.

Теперь радиационная обстановка вокруг и на БСХ-3А не препятствует планируемым работам по строительству инженерных сооружений.



ФМБА РОССИИ

Реабилитация объектов ядерного наследия: обзор деятельности международного форума МАГАТЭ

С.М. Киселев, А.В. Титов,
Н.К. Шандала



ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России



18 сентября 2009 г. в МАГАТЭ создан **Форум по регулированию надзора за объектами наследия**

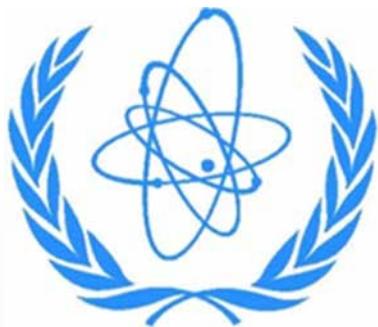
Более 20 стран мира: Алжир, Австралия, Беларусь, Бразилия, Венгрия, Иран, Ирак, Канада, Казахстан, Киргизия, Китай, Франция, Норвегия, Пакистан, Румыния, Болгария, Россия, Великобритания, США, Таджикистан, Узбекистан, Украина, ЮАР

Цель Форума: Содействие эффективному и действенному регулированию надзору при обращении с существующими объектами наследия в соответствии с Фундаментальными Принципами МАГАТЭ, Стандартами Безопасности и накопленным международным опытом и предотвращение создания новых площадок наследия

Основная задача форума:

Предоставить регуляторам и операторам информацию о нормативной базе и процессах регулирования для осуществления регулирующего контроля и надзора за объектами наследия.

Организация Форума МАГАТЭ



Проект Форума МАГАТЭ



Координационная группа

**Руководители
рабочих групп**

Председатель

**Секретариат
МАГАТЭ**

- § **Планирование Технических совещаний**
- § **Координация деятельности рабочих групп**

ЕЖЕГОДНО:

- Ø *Технические совещания*
- Ø *Выездные семинары непосредственно на территории расположения площадок наследия.*





Рабочие группы Форума МАГАТЭ

На период с 2011 г. по 2014 г. организованы 3 рабочие группы:

• Рабочая Группа 1: Совершенствование регулирующей инфраструктуры.

Рассматривает опыт регуляторов, осуществляющих практическую деятельность на объектах наследия, при планировании обращения с наследием и регулирующий надзор за наследием, с целью разработки рекомендаций по совершенствованию регулирующей инфраструктуры

• Рабочая Группа 2: Методы оценки безопасности и оценки воздействия на окружающую среду.

Работа сфокусирована на применении методов оценки безопасности и оценки воздействия на окружающую среду, необходимых для управления объектами наследия с учетом их специфики.

• Рабочая Группа 3: Профессиональное развитие для регуляторов.

Работа этой рабочей группы направлена на повышение квалификации и обучение персонала регулирующих органов для надзора за объектами наследия.



Рабочая группа № 1

Задачи:

- **Разработка вопросника по оценке состояния национального регулирования наследия.**
- **Анализ материалов, полученных в результате заполнения вопросника странами-участницами Форума.**
- **Обобщение опыта регулирующего надзора за объектами наследия**



Вопросник состоял из 35 вопросов, охватывающих следующие области регулирования:

- ∅ Законодательная и государственная ответственность.**
- ∅ Организация регулирующего органа.**
 - ∅ Ответственность и функции регулирующего органа.**
 - ∅ Выдача официальных разрешений.**
 - ∅ Экспертиза и оценки.**
 - ∅ Инспекции и санкции.**
 - ∅ Разработка правил и руководств.**
- ∅ Характеристика объектов ядерного наследия в стране.**

Что такое объект наследия?

Официального определения «объектов наследия» нет.

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА: Объект пребывает в состоянии, которое ассоциируется с потерей (физического и/или регулирующего) контроля над радиоактивными материалами в течение некоторого периода времени в истории объекта



Что такое объект наследия?

Франция **Площадка наследия** определяется как территория, загрязненная в результате бывшей или прошлой производственной или медицинской деятельности или в случае, когда **радиоактивный объект и бывший оператор, ответственный за загрязнение, больше не в состоянии контролировать ситуацию**, или когда **оператор, ответственный за загрязнение, неизвестен**.

Канада Термин «объект наследия» часто означает объект, **находящийся на государственном обеспечении**.

Россия - в действующем законодательстве Российской Федерации имеется официальный термин **«загрязненный участок территории, подлежащий реабилитации»**.



США Термин «объект наследия» часто используется для

обозначения предприятия по добыче или переработке урана, на котором:

Ø **собственник и / или оператор отказался от объекта** по обработке или добыче урана, и ответственность за реабилитацию территории, в том числе земель, поверхностных и подземных вод, а также длительное обращение с остаточными радиоактивными материалами несет **федеральный или государственный орган**; или

Ø **собственник и / или оператор надлежащим образом выполнил все необходимые реабилитационные мероприятия на объекте** по добыче или переработке урана, в том числе реабилитацию земли, поверхностных и подземных вод, продемонстрировал, что объект стабилен и отвечает всем нормативным требованиям для прекращения действия лицензии объекта, и **передал объект федеральному или государственному регулирующему органу для долгосрочного наблюдения и технического обслуживания.**



- В контексте Форума МАГАТЭ была принята следующая рабочая версия: **объект наследия** – это предприятие или территория, реабилитация которых не выполнена, а уровень их радиоактивного загрязнения вызывает обеспокоенность регулирующих органов.



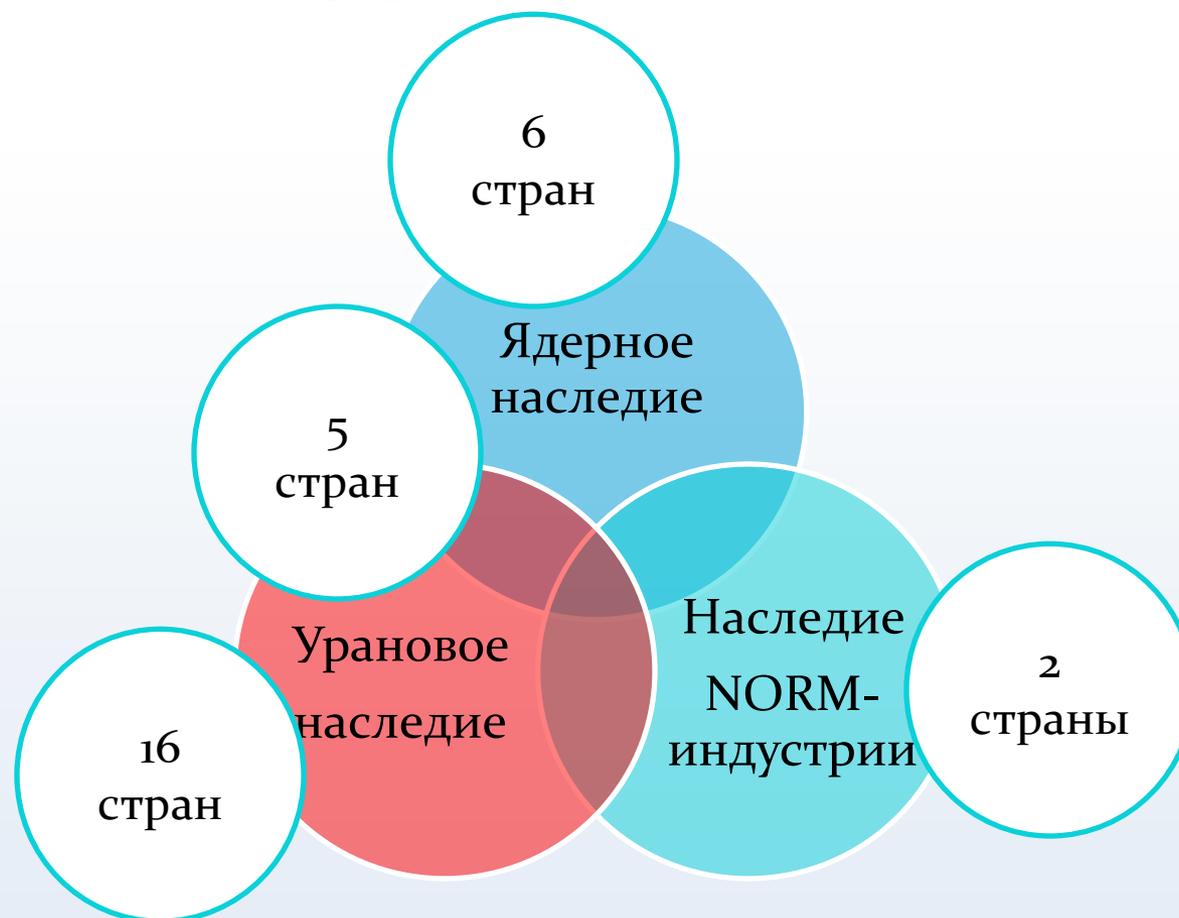
Примеры видов объектов наследия могут включать

(но не ограничиваться):

- ∅ **Объекты, пострадавшие в результате крупных аварий.**
- ∅ **Находящиеся в ненадлежащем состоянии хранилища и захоронения.**
- ∅ **Предприятия по добыче и переработке урана (урановое наследие).**
- ∅ **Центры разработки ядерно-энергетических технологий.**
- ∅ **Испытательные гражданские и оборонные полигоны.**
- ∅ **Центры разработки ядерного оружия.**



ОБЪЕКТЫ НАСЛЕДИЯ





Подходы к установлению законодательной и правовой основы для регулирования безопасности объектов и территорий наследия, включая реабилитацию:

- ✓ **Принять специальный закон о конкретном виде наследия.** Например, в Кыргызской Республике действует закон "О хвостохранилищах и горных отвалах", который регулирует обращение, в том числе, и радиоактивных отходов хвостохранилищ;
- ✓ **Ввести в действующее законодательство о радиационной безопасности понятие «ситуация существующего облучения»,** которое будет включать, наряду с другими, территории, загрязненные в результате аварий и предыдущей деятельности радиационных предприятий.
- ✓ **Ввести в действие специальное Постановление Правительства в связи с реабилитацией территорий и площадок наследия.** Примером может служить Венгрия, где реабилитация уранового предприятия в Пече (Pécs) проводится в соответствии со специальным Постановлением Правительства.



Выводы рабочей группы 2

При ОБ и ОВОС следует рассмотреть следующие особые вопросы, связанные с объектами **уранового наследия**:

- Отходы площадок не связаны с особо опасными рисками, но **могут затрагивать площади на многие квадратные километры.**
- Необходимо рассматривать **сценарий долговременного хранения РАО**; учитывая большой объем отходов, захоронение в непосредственной близости или стабилизацию отходов зачастую прямо на площадке.



Выводы рабочей группы 2

- **Ранжированный подход к различным этапам процессов реабилитации**, включая поэтапный подход к реабилитации, особенно на начальной стадии, на этапе решения вопросов, связанных с угрозой безопасности персонала на площадке.
- **Рассмотрение всех экологических аспектов реабилитации** как на площадке, так и за ее пределами.
- **Учет критериев приемлемости для различных видов отходов**, которые будут образовываться при реабилитации (очистке), включая токсичность, которые зачастую связаны с ураном, такие как мышьяк, кадмий и ванадий.



Выводы Рабочей Группы 3: Профессиональное развитие для регуляторов.

Выделены технические и не технические навыки, определенные странами-участницами, в качестве модулей обучающего курса, включая некоторые практические занятия (напр., связанные с применением оборудования в полевых условиях).



Основное заключение Форума для всех объектов наследия

- Успешное обращение с объектами уранового наследия основывается на **наличии сильного независимого регулятора, четко написанных законов и правил, предназначенных для объектов уранового наследия, а также руководящих документов.**
- **При первой возможности на объекты наследия следует распространить процедуру официального лицензирования и включить их в программу регулирующего надзора**, с четко определенными целями с точки зрения применения ОВОС, ОБ, и конечного состояния утилизации или реабилитации, аналогично предприятию, на котором был установлен регулирующий контроль и надзор от колыбели до могилы.



Основное заключение Форума для всех объектов наследия (продолжение)

- Долгосрочная национальная стратегия обращения или реабилитации объектов уранового наследия очень существенна. Такая стратегия должна касаться финансирования, четкого определения конечного состояния реабилитируемых объектов и привлечения стейкхолдеров.



Технический доклад МАГАТЭ

TECDOC включает в себя результаты первых четырех лет работы Международного Форума МАГАТЭ по Регулирующему надзору за объектами наследия (RSLs)

Цель данного документа – дать регуляторам и операторам информацию о нормативной базе и процессах регулирования для осуществления регулирующего контроля и надзора за объектами наследия.

Документ касается вопросов инфраструктуры регулирования и использования оценок безопасности и оценок воздействия на окружающую среду в качестве средства, для выработки стратегии реабилитации.

Направление дальнейшей деятельности

2015 г.:

- Разработка окончательной версии ТЕСДОС.
- Реабилитация площадок уранового наследия в условиях ограниченного финансирования.

2016 г.:

Регулирование площадок наследия, загрязненных ЕРН в результате деятельности не урановых производств.

2017:

Регулирование радиационной безопасности населения, проживающего в районе расположения площадок наследия.



ФМБА РОССИИ

Информация о деятельности Форума МАГАТЭ:

<http://www-ns.iaea.org/projects/rsls/>



10-ая Юбилейная Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях 22-25 сентября 2015 г.

ОПТИМИЗАЦИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАБОТ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА МР

С.Ю. Фадин

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия



10-я юбилейная Российская научная конференция
«Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных
технологиях», Москва-Обнинск, 22-25 сентября 2015 г.

Потенциальная опасность работ по демонтажу и фрагментации оборудования исследовательского материаловедческого реактора МР

Реактор МР был создан для решения технически сложной задачи по разработке и созданию конструкций и топливных композиций тепловыделяющих элементов для ядерных реакторов различного назначения.

Испытания и исследования твэлов проходили в условиях близких к критическим, в результате чего были случаи их разгерметизации вплоть до разрушения с выходом продуктов деления в трубопроводы и технологическое оборудование контуров охлаждения и петлевых установок. Это привело к значительному отложению в них радиоактивных веществ.

Ввиду значительного радиоактивного загрязнения оборудования контуров петлевых установок и высокой наведенной активности конструкций реактора (вследствие высокой плотности нейтронного потока на протяжении длительного времени) реактор МР представляет собой потенциально опасный распределенный источник ионизирующего излучения.

Характеристика РАО, образующихся при выводе реакторной установки МР (РФТ) из эксплуатации

- ✓ Количество ТРО, образующихся при демонтаже реактора МР и его ПУ оценивается ~ 1500 т.
- ✓ С удельной активностью, кБк/кг:
 - $< 10^3$ - ~ 1200 т;
 - $10^3 - 10^7$ - ~ 300 т.
- ✓ Суммарная активность РАО, образующихся при демонтаже реакторов составит ~ $1 \cdot 10^{14}$ Бк.

Таблица 1.

Потенциальная опасность реактора МР при выводе его из эксплуатации.

Активность, отложившаяся в технологическом оборудовании контуров и петлевых установок, Бк	Максимальная мощность дозы гамма-излучения, Зв/ч		
	в помещениях петлевых установок,	в реакторном зале, при демонтаже и фрагментации петлевых каналов	внутри корпусных конструкций реактора
10^{14}	до 0,02	1,0	до 1,5

- Как видно из таблицы, при демонтаже оборудования петлевых установок годовую дозу **внешнего облучения** можно получить за 1 час работы, при демонтаже и фрагментации петлевых каналов за 1-2 мин, при демонтаже внутри корпусных конструкций реактора за 0,8 мин.
- Кроме того, имеется опасность **внутреннего облучения**. Расчеты показали, что при демонтаже и фрагментации оборудования в воздух в виде аэрозолей может выделиться до 10^9 Бк радиоактивных веществ.

Краткий обзор формирования международной и отечественной систем радиационной защиты персонала и населения

- В течение периода эксплуатации реактора РФТ (предшественник МР) (1952-62гг.) нормативы по дозовым нагрузкам на персонал составляли от 1 Зв/год (100 бэр/год) в начале эксплуатации до 150 мЗв/год (15 бэр/год) к концу. В 1959 году МКРЗ выпустила свою первую публикацию, в которой были установлены пределы дозы, равные для персонала 50 мЗв/год (5бэр/год), для населения 5мЗв/год (0,5 бэр/год). Однако в нашей стране эти нормативы были приняты не сразу и эксплуатация реактора МР началась при нормативе 150 мЗв/год и затем на протяжении большей части его эксплуатации проходила при нормативе 50 мЗв/год.
- В 60-ой публикации (1991г.) МКРЗ предложила стройную систему радиационной защиты, основанную на ограничении воздействия стохастических эффектов излучения. Пределы дозы были снижены: для персонала до 20 мЗв/год, для населения до 1 мЗв/год, пересмотрена система радиационных рисков, **уделено значительное внимание системе оптимизации радиационной защиты.**
- Радиационная защита персонала населения и окружающей среды является обеспеченной, если выполняются эти три основных принципа: **обоснование, оптимизация и нормирование** радиационной безопасности.

- Реализация **принципа оптимизации** осуществляется путем проведения мероприятий по радиационной защите в целях снижения доз облучения до возможно низкого уровня, **в идеале до 10 мкЗв/год.** Последующие публикации МКРЗ направлены на защиту в области малых доз и беспороговой концепции радиационного воздействия, линейной зависимости риска и дозы.
- По НРБ-99/2009 граничные значения риска при планировании потенциально опасных работ не должны превышать 2×10^{-4} /год, что соответствует **дозе 5 мЗв/год.**

МЕРОПРИЯТИЯ по оптимизации радиационной защиты

В целях создания приемлемых условий для проведения работ по демонтажу оборудования были проведены мероприятия по оптимизации радиационной защиты:

Первая группа - технические мероприятия:

- проведение дистанционной диагностики радиационного состояния объекта, с применением коллимированных спектрометрических систем, позволяющих дистанционно определить распределение активности в оборудовании, мощность дозы излучения от разных его составляющих;
- применение дистанционно управляемых механизмов, оснащенных навесными устройствами, предназначенными для демонтажа и фрагментации оборудования, захватными устройствами для упаковки РАО в транспортные контейнеры;
- пылеподавление и «сухая» дезактивация методом распыления полимерных составов перед началом и в процессе каждой работы;

Для снижения дозовых нагрузок на персонал и уменьшения выхода аэрозолей в окружающую среду в проект заложены наиболее прогрессивные технологические решения демонтажа оборудования, включающие:

- Дистанционные методы диагностики радиационных объектов;

- Дистанционно- управляемые механизмы (ДУМ) на основе робототехнических комплексов «БРОКК»;

- «Холодные» методы фрагментации;



- Пылеподавление на основе полимерных составов;

- Дополнительную локальную вентиляцию;

- «Сухую» дезактивацию помещений.



Вторая группа - мероприятия связанные с производственным радиационным контролем:

- введение граничной индивидуальной дневной дозы, равной 45 мкЗв/день;
- индивидуальный дозиметрический контроль методом ТЛД и самоконтроль индивидуальной дневной дозы дополнительным показывающим дозиметром ДКГ-05Д;

И третья группа организационные мероприятия:

- подбор и обучение персонала;
- документальное оформление порядка проведения каждого вида работ ППР.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ предотвращенной дозы внешнего и внутреннего облучения персонала

КРИТЕРИЕМ оптимизации радиационной защиты является

Предотвращенная доза - это величина дозы, на которую она уменьшается в результате защитных действий.

Для определения предотвращенной дозы **внешнего** облучения проводятся следующие измерения:

1. на месте проведения работ дистанционно управляемого механизма вывешивается дозиметр, показания которого снимаются после окончания работы;
2. Проводятся ежедневные измерения индивидуальных дневных доз персонала показывающими дозиметрами ДКГ-05Д;

Коллективная предотвращенная доза внешнего облучения определялась как разность между показаниями дозиметра на месте проведения работ дистанционно управляемого механизма и коллективной дозой, полученной персоналом, который дистанционно управляет его работой.

На основании контроля объемной активности воздуха проводится **оценка предотвращенной дозы внутреннего облучения.**

Предотвращенная доза внешнего облучения при демонтаже и фрагментации оборудования

Таблица 2. Предотвращенная **ДНЕВНАЯ** доза внешнего облучения

Характер 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 7-ое хранилище ВАО
Доза 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
Коллективная доза персонала, мЗв/день	0,120	0,310	0,330	0,280	0,240
Средняя доза персонала, мЗв/день	0.040	0.044	0.041	0.040	0.040
Количество персонала, чел	3	7	8	7	6
Предотвращенная коллективная доза, мЗв/день	8.08 – 19,88	0.89- 1.19	3.67- 5.67	8.72-18.72	5.76-11.76

В зависимости от радиационного состояния петлевого канала предотвращенная коллективная дневная доза внешнего облучения при проведении работ по фрагментации петлевых каналов достигает **19,9 мЗв/день**

Таблица 3

Предотвращенная годовая доза внешнего облучения

Характер работ	Спектрометрическое обследование канала на ОЯТ	Резка каналов. Упаковка высокоактивных фрагментов	Загрузка пеналов в 7-ое хранилище ВАО	Резка каналов. Упаковка среднеактивных фрагментов	Уборка бассейна-хранилища после удаления петлевых каналов
Суммарная доза в зоне работы ДУМ, мЗв	353,16	69,92	12,86	124,9	23,92
Коллективная доза персонала, мЗв	4,8	18,4	2,4	28	4,2
Средняя индивидуальная доза персонала, мЗв	0,6	4,6	0,4	2,8	0,6
Количество персонала, чел	8	4	6	10	7
Предотвращенная коллективная доза, мЗв	348,36	51,52	10,46	96,9	19,72

Предотвращенная коллективная годовая доза внешнего облучения при проведении работ по резке петлевых каналов составляет

527 мЗв

Таблица 4
**Предотвращенная доза ВНЕШНЕГО облучения при
 проведении работ по демонтажу и фрагментации
 оборудования петлевых установок ПОВ и ПВО**

Период времени, неделя	первая	вторая	третья	четвертая	пятая	шестая
Суммарная доза за рабочую неделю в местах работы ДУМ, мЗв	2,500	3,750	450,0	3250,0	1350,0	450,0
Средняя индивидуальная доза персонала, за неделю, мЗв	0,095	0,100	0,110	0,145	0,125	0,110
Коллективная доза персонала за неделю, мЗв	0,950	1,300	0,880	2,030	1,875	0,880
Предотвращенная коллективная доза, мЗв	1,550	2,450	449,120	3247,97	1348,125	449,120
Количество персонала, чел	10	13	8	14	15	8

Предотвращенная коллективная доза внешнего облучения при демонтаже петлевых установок ПОВ и ПВО составляет

5,5 Зв

Предотвращенная доза Внутреннего облучения при демонтаже петлевых установок

Доза внутреннего облучения обусловлена нуклидами



Основным мероприятием по снижению дозы внутреннего облучения является пылеподавление путем распыления полимерных составов

Таблица 5

Предотвращенная доза ВНУТРЕННЕГО облучения при проведении работ по демонтажу оборудования и трубопроводов петлевых установок

Место проведения работ	Трубопроводы 1 контура и петель	ПГ	ПВО ПОВ	ПВУ
Количество рабочих дней	20 (120 час)	20 (120 час)	40 (240 час)	15 (90 час)
Расчетная активность, выделяемая в воздух при фрагментации оборудования, Бк/м ³	9,8 10 ⁵	1,3 10 ³	1,2 10 ⁸	3,910 ⁵
Количество вдыхаемого воздуха за время проведения работ, м ³	190	190	380	140
Доза внутреннего облучения, соответствующая расчетной активности, Зв	9,41	0,02	2,28	2,73
Измеренная средняя объемная активность воздуха, Бк/м ³	16,7	2,3	3,6	2,7
Доза внутреннего облучения, соответствующая измеренной активности, Зв	159,6 10 ⁻⁶	2,2 10 ⁻⁶	68,5 10 ⁻⁶	18,9 10 ⁻⁶
Предотвращенная доза, Зв	9,41	0,02	2,28	2,73

Таблица 5 (продолжение)

	ПВ	АСТ	ПВЦ	ПВК	ПВМ
Количество рабочих дней	10 (60 час)	20 (120 час)	20 (120 час)	40 (240 час)	15 (90 час)
Количество вдыхаемого воздуха за время проведения работ, м ³	95	190	190	380	140
Активность расчетная, Бк/м ³	1,2 10 ⁶	1,8 10 ⁵	4,2 10 ⁶	1,9 10 ⁶	9,310 ⁴
Доза внутреннего облучения, соответствующая расчетной активности, Зв	5,70	1,71	39,9	36,5	0,65
Измеренная средняя объемная активность, Бк/м ³	11,3	11,4	67,8	21,36	2,8
Доза внутреннего облучения, соответствующая измеренной активности, Зв	54,0 10 ⁻⁶	108,3 10 ⁻⁶	641,1 10 ⁻⁶	405,8 10 ⁻⁶	19,7 10 ⁻⁶
Предотвращенная доза, Зв	5,70	1,71	39,9	36,5	0,65

Предотвращенная доза внутреннего облучения в зоне работы ДУМ при демонтаже оборудования петлевых установок при применении пылеподавления составляет

99,7 Зв

Таблица 6
Расчетная доза ВНУТРЕННЕГО облучения в зоне работы персонала, управляющего работой дистанционно управляемых механизмов по годам

Период работы, год	Доза внутреннего облучения, Зв
2011	230 10⁻⁶
2012	180 10⁻⁶
2013	166 10⁻⁶
2014	133 10⁻⁶

Ежегодные измерения, проводимые на установке СИЧ ИБФ, показали, что внутреннее облучение персонала, привлекаемого к демонтажу реактора МР, не превышает **50 мкЗв/год.**

Расхождение расчетного и измеренного значений обусловлено тем, что установка СИЧ не регистрирует поступление в организм ⁹⁰Sr

Выводы по результатам представленной работы

Средние индивидуальные и коллективные дозы персонала полученные при проведении радиационно-опасных работ при подготовке и выводе из эксплуатации реакторов РФТ и МР, эксплуатации реактора МР, вывода из эксплуатации других РУ

год	1979	1980	1981	1982	1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989
Средняя индивидуальная, эффективная доза, мЗв/год	17.9	18.7	21.1	24.6	18.5	22.7	19.1	14.2	17.7	17.1	15.1
Коллективная эффективная доза, чел.-Зв/год	5.14	5.43	6.34	7.40	5.42	6.69	5.64	3.85	5.17	4.65	3.98
	5	9	2	6	4	2	7	6	7	3	0
Средняя индивидуальная, эффективная доза, мЗв/год	1,8	1,6	1,6	1,5	1,5	2,0	1,9	2,7	3,5		
Коллективная эффективная доза, чел.-Зв/год	0,090	0,077	0,077	0,084	0,084	0,076	0,065	0,097	0,12	3	
Количество											
реактор	Период проведения работ	Количество персонала привлекаемого к работам, чел		Среднеэффективная индивидуальная доза персонала, мЗв			Коллективная эффективная доза, Чел-Зв				
РФТ	1962	249		8.1			2.01				
ВВР-2	1983	65		14.2			0.93				
МР	2011	34		1.9			0.068				

Мероприятия по оптимизации радиационной защиты при проведении потенциально опасных работ по выводу из эксплуатации реакторов РФТ и МР позволили в полной мере выполнить принципы АЛАРА:

- выполнить радиационно-опасные работы не превышая пределы доз установленные действующими нормативными документами;
- выполнить работы с минимально возможной численностью персонала, привлекаемого к потенциально опасным работам.

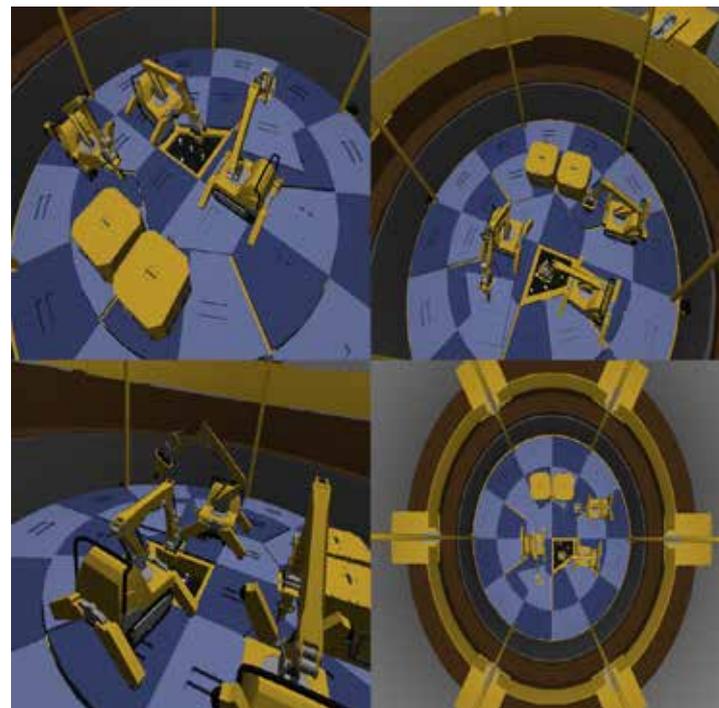
Рекомендации, изданные в 1990 году Международной Комиссией по радиологической защите (МКРЗ), содержат три основных принципа, лежащие в основе современной системы радиационной защиты:

- никакая практическая деятельность, связанная с ионизирующим излучением, не должна осуществляться, если польза от неё для облучённых лиц или общества в целом меньше ущерба от вызванного ею облучения;
- для любого отдельного источника в рамках данной практической деятельности значения **индивидуальных доз, число облученных лиц и вероятность подвергнуться облучению**, которые не обязательно случатся, должны поддерживаться на самых низких уровнях, какие только могут быть достигнуты с учётом экономических и социальных факторов;
- облучение отдельных лиц от сочетания всех видов практической деятельности должно ограничиваться граничными дозами или контролем риска в случае потенциального облучения.

As Low As Reasonably Achievable (так низко, как приемлемо достигнуть)

ИНТЕРАКТИВНАЯ ИМИТАЦИОННАЯ ТРЁХМЕРНАЯ МОДЕЛЬ КАК ИНСТРУМЕНТ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА ПРИ ВЫПОЛНЕНИИ ДЕМОНТАЖНЫХ РАБОТ

Былкин Б.К., Чуйко Д.В., Тихоновский В.Л.,
Бунто П.А.

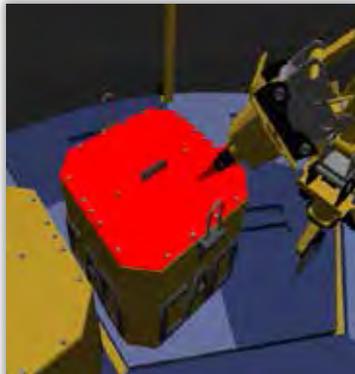


Ограничения при реализации дистанционно управляемого демонтажа

- Отсутствует свободный обзор места проведения работ (а также возможности корректировки системы наблюдения в процессе работы);
- Отсутствует бинокулярное зрение (существенно усложняется корректное позиционирование механизмов);
- Присутствуют пространственные ограничения области свободного перемещения (в том числе обусловленные созданием необходимых защитных барьеров (укрытый), локализирующих зону демонтажа и систем, их обслуживающих);
- Существенно ограничена возможность присутствия персонала в местах проведения работ и возможность «по месту» принимать корректирующие меры в случае возникновения неожиданных ситуаций (при этом отдельные важные для выполнения демонтажа аспекты состояния демонтируемой установки могут быть выявлены только в процессе работы).

Основные термины, использованные в работе

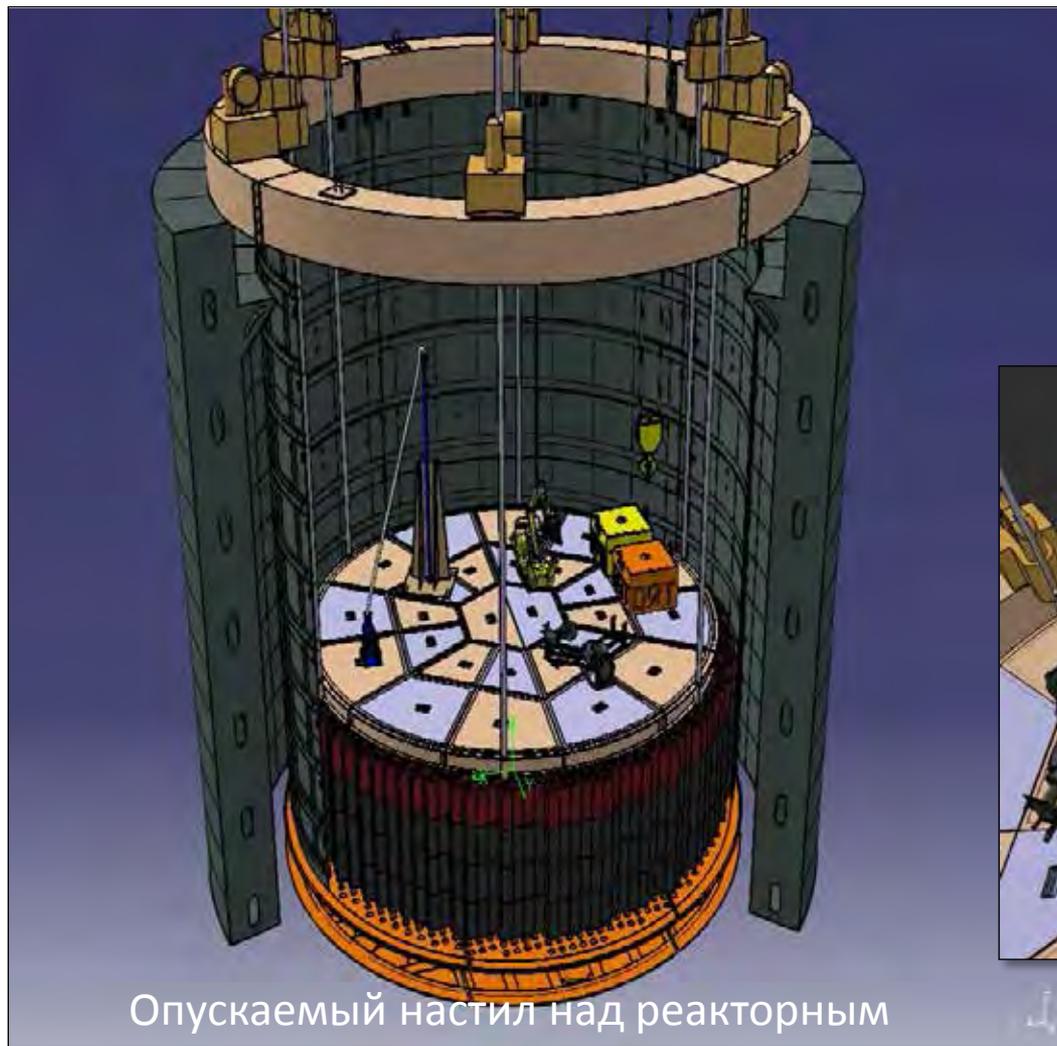
- Имитационное моделирование – логико-математическое представление демонтажных работ, реализуемое в виде компьютерных алгоритмов и программ, имитирующих в ходе машинного эксперимента протекание реальных физических и технологических процессов во времени, включая действия персонала и используемого оборудования.
- Интерактивное имитационное трёхмерное моделирование – имитационное моделирование, обеспечивающее в режиме реального времени визуализацию демонтажных работ на трёхмерных моделях и учёт управляющих воздействий оператора.



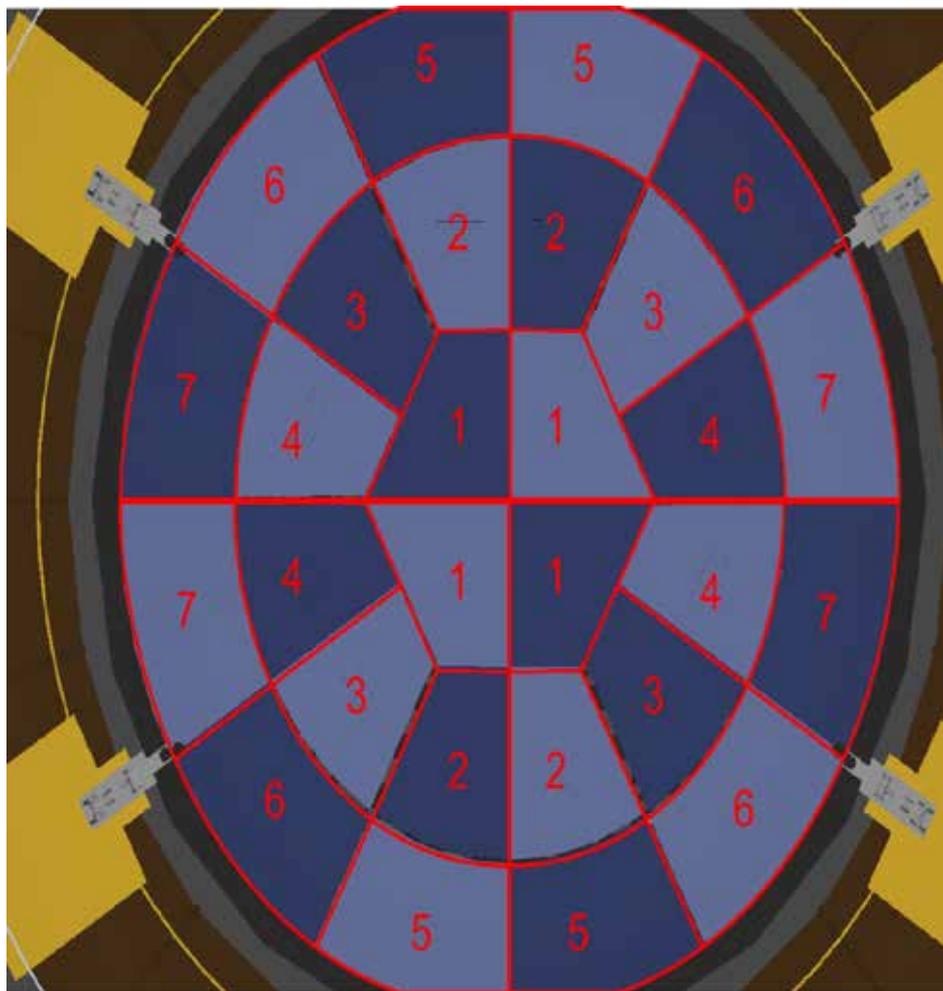
Структура модели



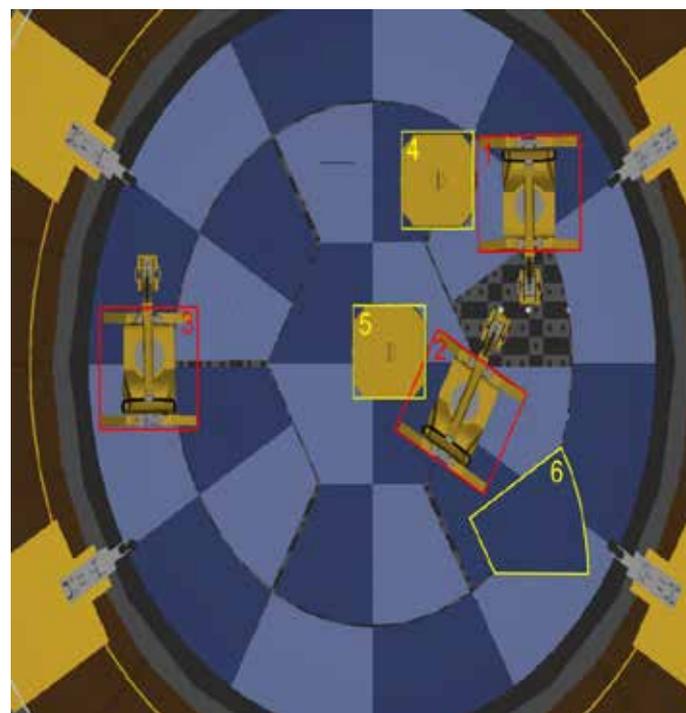
Технология демонтажа графитовых кладок бл. 1, 2 БелАЭС



Методика испытаний решений по демонтажу РУ



Нумерация зон настила



Размещение ДУМ, контейнеров, крышки настила в одной из зон

Результаты моделирования технологии демонтажа графитовых кладок бл. 1, 2 Белоярской АЭС

- Нецелесообразность смены насадок ДУМ в процессе работы;
- Необходимость изменения схемы теленаблюдения;
- Доступность для извлечения при помощи ДУМ только порядка 40% блоков слоя графитовой кладки (основная причина недоступности: мешают опорные конструкции настила);
- Необходимость предварительного раскола слипшихся блоков (ограничения по грузоподъёмности оборудования).

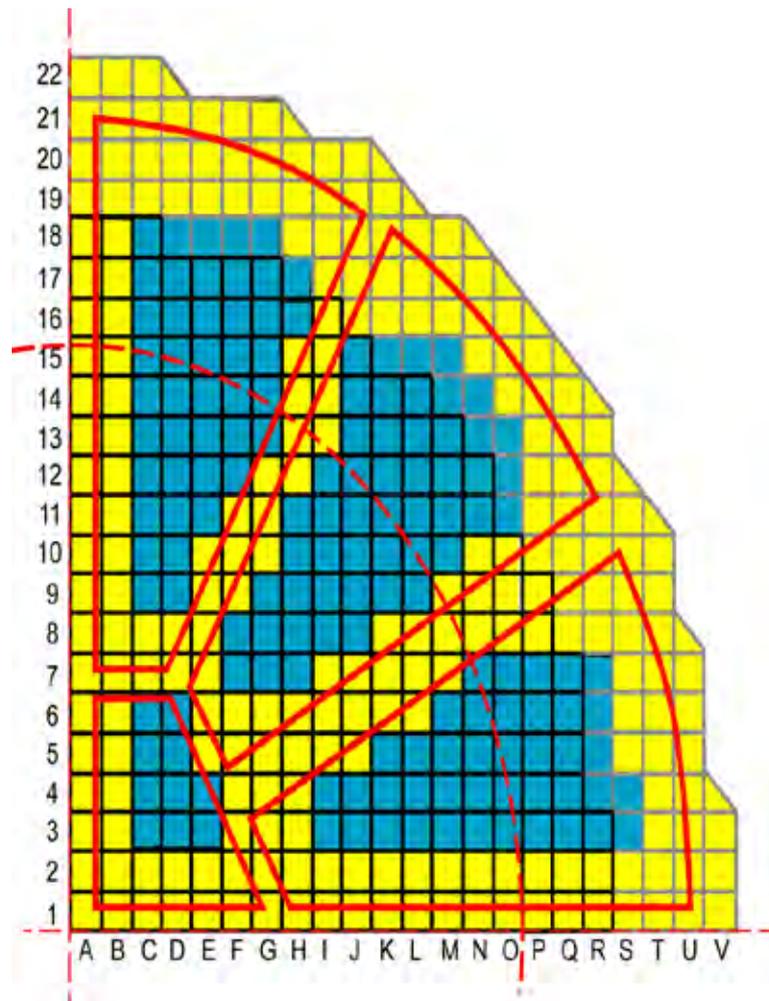
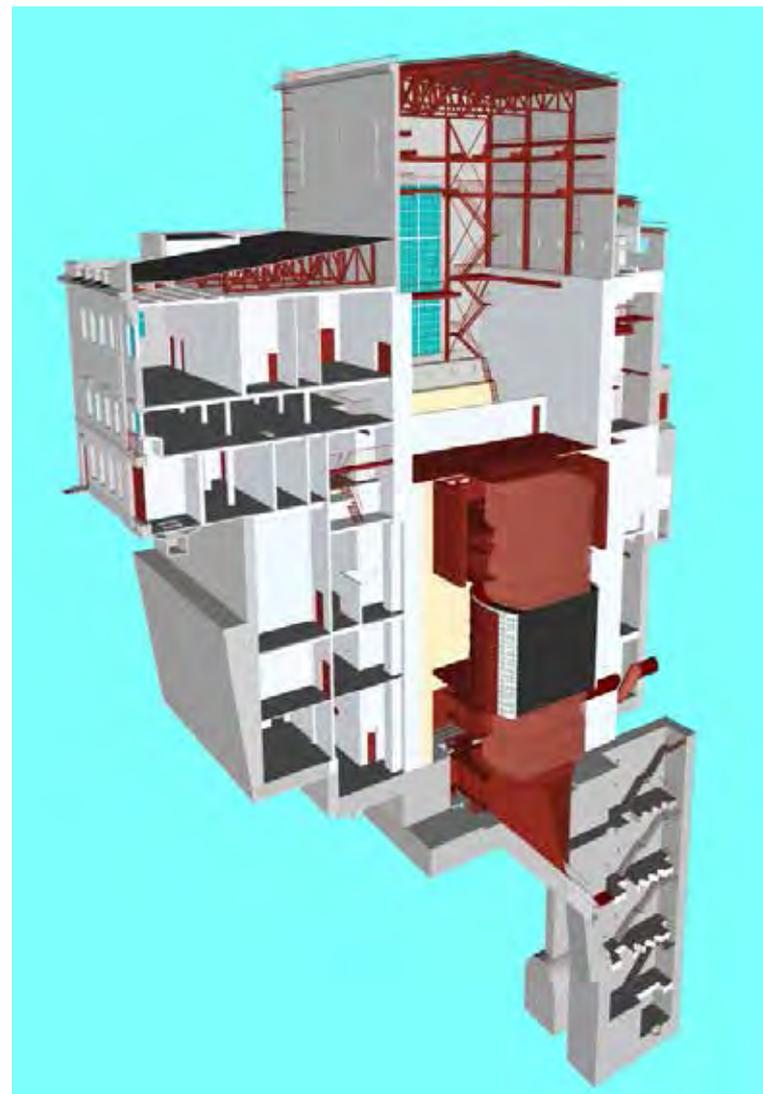
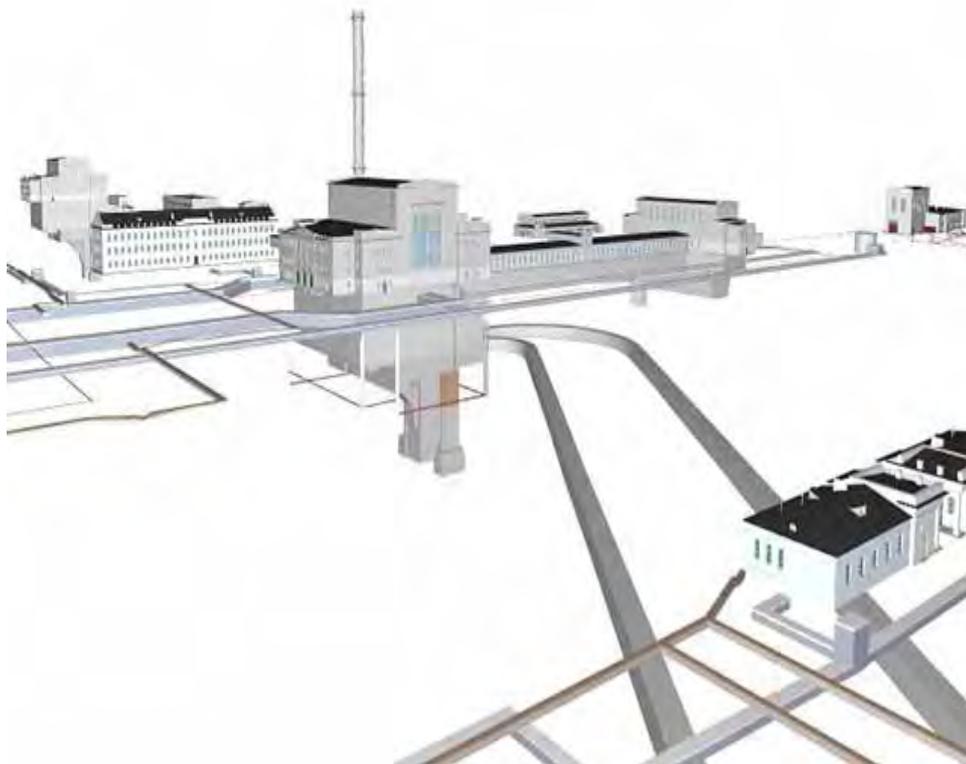


Схема доступности блоков для извлечения

Отработка технологий подготовки к захоронению ПУГР ПО «МАЯК»



Моделирование освобождения подреакторного

- Выбрана последовательность работ;
- Определены пути подъезда и перемещения применяемых ДУМ;
- Выявлены «узкие места» процесса, для выполнения которых требуется тщательная подготовка привлекаемых работников;
- Выработано решение по размещению телевизионных камер;
- Выработано решение по применению тележек для сбора и транспортировки обрезков трактов из схемы «Р» в сливную камеру.



Вывод

Применение интерактивного имитационного трёхмерного моделирования для повышения радиационной безопасности персонала при выполнении дистанционно управляемых работ целесообразно.

Повышение безопасности обеспечивается как за счёт отработки проектных решений по демонтажу при разработке процесса демонтажа, так и за счёт подготовки персонала к выполнению демонтажных работ.



РОСАТОМ



ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»

**X Юбилейная Российская научная конференция
«Радиационная защита и безопасность в ядерных технологиях»,
22-25.09.15, Москва - Обнинск**

**СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ
ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ
ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКОВ РБМК**

В.А.Юрманов, К.И.Шутько, Е.В.Юрманов, Д.А.Марченков

yurmanov@nikiet.ru

Одна из задач атомной энергетической отрасли России в ближайшей перспективе - вывод из эксплуатации 11 энергоблоков РБМК-1000.

Проведение модернизаций и восстановления ресурсных характеристик графитовой кладки обеспечили увеличение сроков эксплуатации до 45 лет, причем окончательный останов головного энергоблока РБМК-1000 на Ленинградской АЭС планируется в 2018 г. Развитая конфигурация технологической схемы РУ РБМК обуславливает сложность обеспечения радиационной безопасности работ по ВЭ.

Анализ инцидента при ВЭ блока №1 Игналинской АЭС с выходом через барьер безопасности радиоактивной жидкой среды показал коррозионную опасность проведения жестких химических дезактиваций.

Радикальный способ предотвращения риска повторения имевших место на Игналинской АЭС коррозионных повреждений и радиационных аварий - исключение самой необходимости дезактивации КМПЦ РБМК с использованием коррозионно-агрессивных составов.

После длительной стоянки для полной выгрузки топлива радиационная обстановка в КМПЦ определяется долгоживущим изотопом Со-60.

По опыту зарубежных АЭС заблаговременное выведение накопленного Со-60 из первого контура достигается посредством совершенствования водно-химического режима (ВХР) на заключительном этапе эксплуатации энергоблоков за счет микродозировки в теплоноситель очищенного от изотопа Zn-64 цинка. Производство данной изотопной продукции мирового уровня качества освоено предприятиями Росатома в 1990-х г., а в 2014 г. выпущены ТУ для возможности ее применения на российских АЭС.

Тезисы 3\3

Безопасность технологии обработки КМПЦ РБМК микродобавками цинка обоснована рядом исследований.

АО «НИКИЭТ» располагает современной экспериментальной базой для исследования коррозионного поведения конструкционных материалов в условиях коррекционных ВХР. Для прогнозирования накопления Со-60 в КМПЦ при различных ВХР НИКИЭТ разработаны расчетная программа «РЕДУТ» и физико-химическая модель «ТРАКТ». Расчетное улучшение радобстановки в помещениях КМПЦ за счет смыва Со-60 с поверхностей и его выведения фильтрами очистки теплоносителя после дозирования цинка сравнимо с эффективностью жестких дезактиваций, но без риска коррозионных повреждений и огромного количества ЖРО.

Внедрение дозировки цинка будет способствовать принятой концепции ВЭ без длительного этапа консервации, а также значительному сокращению количества ЖРО.

ПРЕДПОСЫЛКИ

Актуальность задач ВЭ для ЯЭУ

Опыт зарубежных АЭС по дозированию цинка, особенно перед ВЭ (Барсебек, Фуген, Обрихайд и др.)

Негативный опыт дезактивации КМПЦ при ВЭ энергоблока №1 Игналинской АЭС (2010 г.)

Целесообразность отказа от «жестких» контурных химических дезактиваций

Необходимость сокращения образования ЖРО при ВЭ

Потенциальная возможность реализации концепции ВЭ без длительной консервации за счет заблаговременного выведения Co-60 с поверхностей КМПЦ

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в России на Ленинградской (ЛАЭС), Курской (КАЭС) и Смоленской АЭС (САЭС) эксплуатируются 11 энергоблоков с кипящим канальным уран-графитовым реактором типа РБМК-1000.

Для большинства из них 30-летний проектный срок эксплуатации продлен еще на 15 лет.

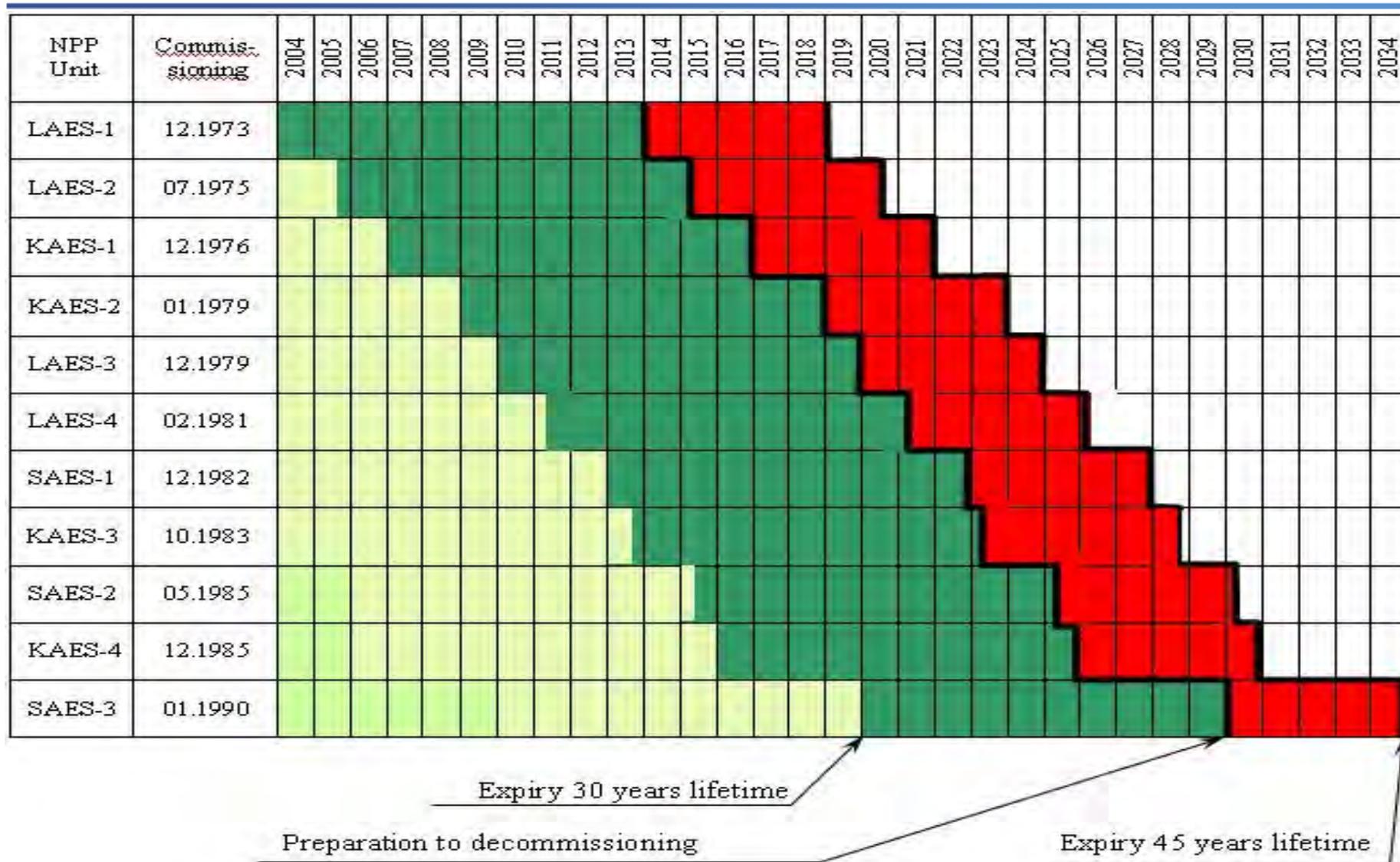
За 5 лет до окончательного останова реакторной установки должны быть начаты работы по подготовке проекта по выводу энергоблока из эксплуатации.

Рисунок иллюстрирует сроки предполагаемого окончания работы энергоблоков с учетом продления их срока службы до 45 лет.



POCATOM

Периоды работы блоков РБМК-1000 с учетом продлений сроков службы



Подготовка к ВЭ 1-2 ЛАЭС

В рамках подготовки блоков 1-2 ЛАЭС к ВЭ АО «НИКИЭТ» разрабатывает Технологические регламенты по их эксплуатации на заключительных этапах без генерации после окончательных остановов.

В рамках данной работы определены, в частности,

- изменения конфигурации систем РУ,
- требования к организации ВХР и химическому контролю технологических сред.

Недостатки технологий дезактивации

Традиционные технологии дезактивации оборудования и трубопроводов РБМК приводят к образованию большого количества ЖРО, переработка которых связана со значительными затратами. Большая часть выводимых долгоживущих радионуклидов инкорпорирована оксидной плёнкой на поверхностях ТВС и реакторного оборудования из коррозионно-стойкой стали. Для её растворения и смыва радионуклидов используется многостадийная обработка растворами кислот, щелочей и окислителей, отличающимися высокой коррозионной агрессивностью. Переработка, компактирование и захоронение ЖРО требует значительных затрат времени и средств, а также дорогостоящего оборудования.

На основании опыта зарубежных АЭС, предлагается использовать альтернативный способ, позволяющий отказаться от химических дезактиваций с применением отмывочных композиций с высокими концентрациями коррозионно-агрессивных реагентов.

В качестве данного метода предлагается на стадии подготовки энергоблока к выводу из эксплуатации заблаговременно проводить обработку КМПЦ посредством дозирования цинка в теплоноситель.

Производство обедненного цинка

В 1990 г. Россия приняла заказ на поставку большого количества цинка, обедненного по изотопу ^{64}Zn , и с тех пор количество энергоблоков применяющих данную технологию постоянно растет.

Дозирование цинка способствовало решению ряда проблем АЭС с кипящими реакторами, включая подавление коррозионного растрескивания трубопроводов и реакторного оборудования, повышение надежности топлива, а также улучшение радиационной обстановки и сокращение дозозатрат. В 1990х годах на Электрохимическом заводе и ВНИИЭФ организовано промышленное производство обедненного цинка высокого качества. До настоящего времени по коммерческим соображениям весь производимый в России обедненный цинк экспортировался и успешно применялся на реакторах различного типа (PWR, BWR). Благодаря вводу новых мощностей производителями цинка подтверждена возможность поставки необходимого количества цинка высокого качества для российских АЭС.

На основании оценок НИКИЭТ, ВНИИАЭС, ВНИПИЭТ и РНЦ КИ необходимо ~15-25 кг на энергоблок РБМК в год.

Опыт применения цинкового ВХР

На подавляющем большинстве кипящих реакторов и части реакторов с водой под давлением зарубежных АЭС более 25 лет успешно применяется технология дозирования микродобавок цинка в водный теплоноситель как с целью подавления процессов коррозии аустенитных сталей и никелевых сплавов, так и для улучшения радиационной обстановки и снижения дозозатрат.

В совместных докладах НИКИЭТ, Курчатовского института, ВНИИАЭС на МНТК ОАО «Концерн Росэнергоатом» проанализирован 25 летний опыт дозирования цинка в теплоноситель реакторов типа BWR и PWR, а также даны рекомендации по применению дозирования цинка на российских АЭС.

Выполненные НИКИЭТ расчетные оценки показывают, что при дозировании цинка в КМПЦ РБМК-1000 относительное снижение мощности дозы будет возрастать от 2 до 5 раз в зависимости от продолжительности дозирования.

Механизм влияния цинка

При внедрении дозирования цинка в теплоноситель уже в начальный период наблюдается вынос в теплоноситель радиоактивных продуктов коррозии (РПК), вымываемых из поверхностных пленок, что сопровождается всплесками активности радионуклидов, в первую очередь, кобальта. При этом в течение первых нескольких недель дозируемый цинк в значительной степени поглощается оксидной пленкой.

Прекращение всплесков и стабилизация активности РПК в теплоносителе на низком уровне соответствует завершению рассматриваемого процесса замещения нуклидов кобальта цинком. Продолжительность данного процесса зависит от количества дозируемого цинка, а также от исходной степени загрязненности поверхностей трубопроводов и оборудования.

Согласно результатам исследований цинк замещает кобальт и ряд других шпинелеобразующих металлов в оксидной пленке за счет его уникальных термодинамических свойств.

Разработка цинкового ВХР для РБМК



В 1990-1996 г. в рамках отраслевой программы «Повышение экологической безопасности АЭС с реакторами РБМК путем организации ВХР с дозированием цинка» рядом организаций (НИКИЭТ, ВНИПИЭТ, Курчатовским институтом) выполнен комплекс работ по отработке технологии дозирования цинка в теплоноситель РБМК-1000.

На энергоблоке № 3 Смоленской АЭС в 1996 г. испытан модельный узел дозирования цинка конструкции ВНИПИЭТ. Испытания подтвердили возможность реализации технологии дозирования цинка в РБМК-1000. На основании анализа результатов испытаний разработаны рекомендации по усовершенствованию применяемой за рубежом технологии дозирования цинка.

В настоящее время ОАО «НИКИЭТ» совершенствует технологию дозирования цинка в теплоноситель российских АЭС с использованием тончайшего порошка окиси цинка высокой чистоты производства ПО «ЭХЗ».

Деактивация КМПЦ при ВЭ РБМК

При ВЭ энергоблоков АЭС образуется огромное количество ЖРО, что обусловлено применением контурных и поузловых химических дезактиваций с использованием большого количества коррозионно-агрессивных реагентов.

С целью достижения высокой эффективности химические дезактивации проводятся в несколько этапов, каждый из которых предусматривает заполнение контура или оборудования растворами. На энергоблоках РБМК проведение дезактивации КМПЦ приводит к образованию более 5-6 тысяч м³ ЖРО, учитывая необходимость проведения водообменов после каждого этапа и проведения нескольких повторных циклов обработки.

Как показал инцидент на Игналинской АЭС в октябре 2010 года, проведение дезактивации КМПЦ РБМК даже после окончательного останова реактора и выгрузки топлива может приводить к радиационным проблемам, которые практически исключаются при отсутствии проведения жестких химических дезактиваций КМПЦ.

Дезактивация КМПЦ при ВЭ РБМК



По опыту ряда зарубежных АЭС, реализация технологии дозирования цинка перед ВЭ на завершающем этапе работы РБМК, не только обеспечит улучшение радиационной обстановки в помещениях реакторного оборудования, но и может существенно упростить подготовку энергоблока к демонтажу и утилизации за счет сокращения количества циклов дезактиваций. Основной вклад в общее количество образующихся жидких радиоактивных отходов на АЭС с РБМК дают дезактивации КМПЦ, для проведения которых требуется неоднократное заполнение полного объема контура ($\sim 1200 \text{ м}^3$).

Улучшение радиационной обстановки за счет дозирования цинка в теплоноситель позволит сократить сроки до начала демонтажа, а также снизить дозозатраты персонала в процессе демонтажа и утилизации оборудования и трубопроводов.

Обработка КМПЦ цинком перед ВЭ РБМК

При определении необходимой продолжительности дозирования цинка перед окончательным остановом энергоблока должна быть проведена оценка исходного накопления РПК в КМПЦ. Вынесенные в поток теплоносителя ПК эффективно выводятся штатными системами очистки теплоносителя без каких либо дополнительных фильтров. Накопление РПК в системе очистки обеспечит их рациональную утилизацию за счет уменьшения суммарного объема отходов.

Процесс замещения кобальта цинком в оксидных пленках на поверхностях может протекать при температурах ниже рабочих. Если энергоблок уже остановлен и топливо выгружено, то для реализации технологии потребуется разогрев и циркуляция воды с добавками цинка в теплоноситель в течение определенного времени (нагрев до 150°C можно обеспечить работой ГЦН).

При работе реактора на мощности во избежание генерации радионуклида ^{65}Zn целесообразно применять цинк, обедненный по изотопу ^{64}Zn . Использование дешевого цинка природного изотопного состава возможно при обработке после окончательного останова.

Обработка КМПЦ цинком перед ВЭ РБМК

Для реализации предложения о дозировании цинка необходимо в рамках программы подготовки энергоблока к ВЭ выполнить расчетно-экспериментальное обоснование оптимального варианта технологии. На основании расчетного сравнения различных способов выбирается экономически наиболее приемлемый вариант.

Продолжительность работы реактора с дозированием обедненного цинка на завершающем этапе эксплуатации до окончательного останова определяется расчетным путем исходя из экономической эффективности внедрения данной технологии, учитывая стоимость обедненного цинка. Соответствующие расчеты должны учитывать исходную загрязненность трубопроводов и оборудования энергоблока. Это позволит определить минимально необходимый период времени, в течение которого целесообразно дозировать обедненный цинк на действующем энергоблоке перед окончательным останом.

Варианты дозирования цинка при ВЭ РБМК



Вариант	Дозируемый цинк		Продолжительность в период до останова и выгрузки топлива	Период после окончательного останова и выгрузки топлива
1.	Обедненный по изотопу ^{64}Zn		от нескольких месяцев до 5 лет	-
2.	Сочетание	Обедненный по изотопу ^{64}Zn	от нескольких месяцев до 3-5 лет	-
		Природный цинк	-	От нескольких недель до года
3.	Природный цинк		-	От нескольких недель до года
4.	Природный цинк		от нескольких месяцев до 2-3 лет	От нескольких недель до года

Обработка КМПЦ цинком перед ВЭ РБМК

Выбор наиболее предпочтительного варианта применения обедненного или природного цинка с оценкой необходимой продолжительности дозирования может быть выполнен на основе сравнительного анализа различных вариантов. По опыту ряда зарубежных энергоблоков этот период может составлять ~3-5 лет.

Если при эксплуатации целесообразно дозировать обедненный цинк до концентрации ~ 10 мкг/дм³, то после окончательного останова реактора и выгрузки топлива возможны более высокие концентрации природного цинка для сокращения продолжительности обработки. Целесообразно экспериментальное исследование кинетики процесса замещения цинком кобальта для уточнения температурного диапазона эффективного протекания процесса.

Периодичность включения и продолжительность работы ГЦН для разогрева контура до температуры $120\div 150^\circ\text{C}$, а также время для выведения радиоактивных продуктов штатными системами очистки теплоносителя рассчитываются для конкретного энергоблока.



Обзор исследований НИКИЭТ по отработке технологии дозирования цинка в теплоноситель РБМК

Приведены результаты анализа теплоносителя РБМК (ЛАЭС, ИАЭС) на содержание цинка. В воде ИАЭС цинк отсутствует. Содержание цинка в воде 1-4 блоков ЛАЭС не превышает 1 мкг/кг (дисперсная форма). Лабораторные исследования показали, что дозирование цинка на уровне 20 мкг/кг снижает скорости коррозии сталей марок 08Х18Н10Т и 20 примерно в 2 раза.

Рассмотрены возможные методы дозирования цинка в контур РБМК. Показана принципиальная возможность создания электролизера для инъекции цинка. Простым и экономичным способом дозирования цинка в теплоноситель может быть растворение цинковых пластин.

Для расчета влияния дозирования цинка на накопление продуктов коррозии в основном технологическом контуре РБМК разработана программа "РЕДУТ" модель «Тракт», позволяющая прогнозировать накопление радионуклидов в теплоносителе, паре и воде КПТ.

«Поведение цинка в теплоносителе РБМК»

В отчете представлен анализ литературных данных о поведении кислородных соединений цинка в воде и паре и их химических свойствах, о растворимости цинка при давлениях 71, 100 и 180 атм.

Показано, что при высоких параметрах переход цинка в паровую фазу может быть осуществлен лишь в молекулярной форме и коэффициент распределения цинка при параметрах РБМК составляет 0,179.

В результате лабораторных исследований были определены динамическая обменная емкость и средний коэффициент очистки фильтра смешанного действия, численные значения которых составили 1,05 мг-экв/л и 0,72 мг-экв/л, соответственно. В отчете приведены расчетные значения дозировок цинка в контур, составившие 4,3-5,7 г/ч для концентрации цинка в КМПЦ 5 мкг/кг, 8,7-11,5 г/ч для концентрации цинка в КМПЦ 10 мкг/кг и 22,5-29,2 г/ч для концентрации цинка в КМПЦ 20 мкг/кг.

«Расчет переходного процесса изменения активности Со на основании результатов коррозионных исследований» 1/3



НИКИЭТ проведены сравнительные коррозионные автоклавные коррозионные испытания в обессоленной воде как в отсутствии добавок цинка (менее 0,8 мкг/л), так и при введении цинка до концентраций ~5 и 20 мкг/л. Испытания выполнены с целью экспериментальной проверки влияния цинка в теплоносителе на коррозионное поведение хромоникелевой стали 08X18H10T оборудования и трубопроводов КМПЦ или выполненных из неё наплавов. Исследования проводились в идентичных условиях параллельно в нескольких автоклавах с объемом рабочей камеры 1,5 л при температуре среды 285°C. Методика проведения испытаний, включая количество загружаемых каждый автоклав образцов (20) и выбор экспозиций промежуточных выгрузок (300, 500 и 700 ч) определены для получения статистически значимых результатов гравиметрических измерений. Согласно результатам статистической обработки экспериментальных данных по программе «STATGRAPH» кинетика скорости общей коррозии стали 08X18H10T подчинялась зависимости: $\ln(K) = A + B \cdot \ln(t)$, где: K , г/м²*ч – скорость коррозии, A и B – коэффициенты регрессии; t – экспозиция, ч. Согласно результатам обработки данных по критерию Фишера коэффициент B уравнения незначимо отличается от 0,5. Коэффициент $A=3,9$ при отсутствии цинка и 2,84 при концентрации цинка 6-8 мкг/л, их дисперсии 0,19 и 0,28 соответственно.

«Расчет переходного процесса изменения активности Со на основании результатов коррозионных исследований» 2/3



Повышение концентрации цинка в исходной воде до 20 мкг/л не привело к значительному снижению скорости коррозии по отношению к соответствующим данным при его концентрации 6-8 мкг/л. Согласно результатам обработки данных исследований введение цинка в воду обеспечило снижение скорости коррозии стали 08X18H10T в среднем в 3 раза с дисперсией 1,2. Экспериментально полученные данные о влиянии микродозировки цинка на скорость общей коррозии стали 08X18H10T использованы для расчетных оценок изменения активности кобальта. Для оценки уменьшения массы кобальта и активности 60Co в КМПЦ за счет уменьшения коррозии стали в КМПЦ и КПТ блока РБМК-1000 провели варианты расчеты по модели «ТРАКТ-М»:

- 1 - скорости коррозии КМ соответствовали бесцинковому режиму ВХР;
- 2 – скорость коррозии стали в КМПЦ и КПТ снижена в 2 раза с начала эксплуатации АЭС;
- 3 – скорость коррозии стали в КМПЦ и КПТ снижена в 2 раза через 10 лет после начала эксплуатации АЭС;
- 4 – скорость коррозии нержавеющей стали в КМПЦ и КПТ снижена в 10 раз с начала эксплуатации АЭС;
- 5 – скорость коррозии нержавеющей стали в КМПЦ и КПТ снижена в 10 раз через 10 лет после начала эксплуатации АЭС.

«Расчет переходного процесса изменения активности Co на основании результатов коррозионных исследований» 3/3



Изменение скорости коррозии нержавеющей стали как с начала эксплуатации АЭС, так и после 10 лет работы, позволяет снизить содержание Co и активность ^{60}Co в воде и в отложениях на поверхностях КМПЦ:

- в 1,6 и 3 раза при снижении скорости коррозии в 2 и 10 раз;

При уменьшении коррозии нержавеющей стали через 10 лет после начала эксплуатации АЭС происходит переходный процесс уменьшения содержания кобальта и активности ^{60}Co во всех элементах КМПЦ с уровня, соответствующего обычной для АЭС с РБМК-1000 скорости коррозии на уровень, характерный для АЭС с пониженной скоростью коррозии с начала эксплуатации. Время переходного процесса - не более года.

Оценка эффективности внедрения на АЭС с РБМК-1000 цинкового ВХР для улучшения радиационной обстановки в помещениях КМПЦ

Внедрение цинкового ВХР позволяет снизить скорость коррозии нержавеющей стали ~ в 2-4 раза и уменьшить активность ^{60}Co в отложениях КМПЦ ~ в 1,6-3 раза. Вынос РПК в теплоноситель пропорционален скорости коррозии КМ, а активность РПК (^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{59}Fe и ^{60}Co) в КМПЦ будет уменьшаться при снижении скорости коррозии стали. В результате этого активность РПК (кроме ^{95}Zr) при внедрении цинкового ВХР может быть снижена ~ в 1,5-2,8 раза. Это позволит уменьшить радиационные поля в 1,3-2,3 раза.

ВЫВОДЫ

Одним из важнейших критериев выбора и разработки оптимальных химических технологий при ВЭ энергоблоков АЭС является обеспечение радиационной безопасности, включая предупреждение коррозионных повреждений, минимизацию массопереноса ранее накопленных радиоактивных продуктов, сокращение количества ЖРО, а также минимизацию дозозатрат персонала за счет улучшения радобстановки.

Предварительные оценки показали целесообразность использования дозирования цинка на завершающем этапе эксплуатации энергоблоков РБМК-1000 перед окончательным остановом. Затраты на ее внедрение будут существенно меньше расходов на мероприятия для ВЭ при использовании традиционных технологий химических дезактиваций.

Согласно результатам коррозионных исследований при введении цинка снижается скорость коррозии нержавеющей стали до 4 раз. Расчеты динамики переходных процессов изменения массы кобальта и активности ^{60}Co в КМПЦ, а также оценка эффективности внедрения цинкового ВХР показали возможность снижения мощности дозы у оборудования КМПЦ ~ в 1,5-2,8 раза.

СПАСИБО ЗА ВНИМАНИЕ

Авторы выражают благодарность специалистам отдела Главного конструктора ЭКРУ АО «НИКИЭТ», Курчатовского института, ПО «ЭХЗ», АО «ТВЭЛ», ОАО «Концерн Росэнергоатом», включая Ленинградскую АЭС и ФРКП, АО «Атомпроект», АО «ВНИИАЭС», МИСиС и ООО «Функциональные наноматериалы»

ЛИТЕРАТУРА

1 Авария на Игналинской АЭС в Литве могла произойти из-за экономии на персонале. Информационное сообщение ИА REGNUM 09.11.2010.

2 Перспективы применения цинка при подготовке энергоблоков с реактором РБМК к выводу из эксплуатации /А.А.Петров, С.В.Европин, В.А.Юрманов и др. Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. 2012. № 3. С.86-89.

Доклад обсуждался на МНТК-2012 и НТС по технологиям дезактиваций (3-4.8.2011, 14-18.11.2011) ОАО «Концерн Росэнергоатом», на 6 НТС «Атомэнергоаналитика»