



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

Секционные заседания

Секция №6 «Обращение с радиоактивными отходами и ядерными материалами».

Председатель секции: к.т.н. **Уткин Сергей Сергеевич**
Дата проведения: 24 сентября 2015 года
Место проведения: ИБРАЭ РАН
(г.Москва, ул. Большая Тульская, д. 52)

Список презентаций

Докладчик	Название доклада	Организация, должность	№ стр.
Барчуков Валерий Гаврилович, д.т.н.	Санитарно-гигиенические проблемы безопасности длительного хранения и захоронения «особых РАО».	ФГБУ ГНЦ ФМБА им. А.И. Бурназяна, в.н.с.	3
Блохин Павел Анатольевич,	Оценка возможности повторного использования металлических отходов, содержащих радионуклиды.	ИБРАЭ РАН, м.н.с.	18
Ведерникова Марина Владимировна	Итоги работы и нерешенные вопросы в части отнесения РАО к особым и удаляемым	ИБРАЭ РАН, м.н.с.	30
Винницкий Вадим Александрович	Перспективы применения слабодиссоциирующих ионитов в системах СВО АЭС для снижения объема образующихся РАО.	ФГУП СПБГТИ (ТУ), аспирант	40
Занора Юрий Алексеевич	Перспективы использования блочно-ячеистых фильтров-сорбентов и новые подходы в улавливании радиоактивного цезия при изготовлении источников ионизирующего излучения.	ФГУП «ПО «Маяк», рук. группы	52
Коновалов Владимир Юрьевич	Основные положения отчета по обоснованию безопасности пункта захоронения РАО 1 и 2 классов.	ФГУП «НО РАО», гл. спец. Упр. по науке и технологиям	70
Куваев Андрей Алексеевич, д.г.-м.н.	Вопросы геоэкологического обоснования безопасной эксплуатации и вывода из эксплуатации ЯРОО.	ФГУП «Гидрогеология», гл. спец.	91
Мальцев Дмитрий Борисович	Реабилитация объектов наследия в рамках ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года».	ГК «Росатом», главный специалист ПО ЕГС РАО	104
Мастеров Анатолий Викторович	Системы контроля параметров ядерной и радиационной безопасности при обращении с отработавшими выемными частями реакторов с жидкометаллическим теплоносителем АПЛ в п.Гремиха.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», инж.-иссл.	115
Мызникова Ольга Геннадьевна	Проблемы длительного радиационного контроля пунктов захоронения РАО.	ИБРАЭ РАН, м.н.с.	131
Непейпиво Марина Александровна	Нормативные аспекты обоснования длительного радиационного контроля пунктов захоронения РАО: проблемы и перспективы.	ФБУ «НТЦ ЯРБ», и.о. начальника отдела	139
Панченко Сергей Владимирович	Оценка эффективности дезактивации территорий и процессов автореабилитации наиболее загрязненных населённых пунктов Брянской области.	ИБРАЭ РАН, зав. лаб.	147
Постоварова Дарья Владимировна	Исследование характеристик РЕМИКС-топлива при многократном рециклировании в реакторах ВВЭР-1000.	АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», м.н.с.	163
Потапов Виктор Николаевич, д.ф.-м.н.	Применение спектрометрического метода поиска делящихся материалов в РАО при работах по ВЭ.	НИЦ «Курчатовский институт», в.н.с.	188
Рожновская Алиса Андреевна	Обоснование радиационной безопасности при обращении с ЖОЯТ РУ ИИН-3М на ФГУП ПО «Маяк».	ООО НПФ «Сосны», инженер-расчетчик	204
Сафронов Алексей Михайлович	Проведение измерений по характеристике РАО в бассейнах выводимых из эксплуатации ОИАЭ.	НИЦ «Курчатовский институт», инженер	216
Сеелев Игорь Николаевич, к.ф.-м.н.	Безопасность и эффективность обращения с ОЯТ на ФГУП «ГХК».	ФГУП ФЯО «ГХК», гл. инж.	221
Семенов Валерий Евгеньевич	Кондиционирование отработавших высокоактивных гамма-излучающих радионуклидных источников.	ФГУП «Радон», нач. отдела	239
Семеновых Сергей Васильевич, к.б.н.	Оценка удельной активности твердых радиоактивных отходов, образующихся при выводе из эксплуатации радиационно-опасных объектов.	АО «ФЦ ЯРБ», эксперт	256
Узиков Виталий Алексеевич	Переработка ЖРО с использованием барабанных пленочных аппаратов.	ГНЦ НИИАР, вед. инженер	263
Чернов Владимир Алексеевич, к.ф.-м.н.	Определение глубины выгорания, изотопного состава и остаточного тепловыделения отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 с помощью установок МКС 01 ВВЭР и МКС-03 ВВЭР.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», зам. начальника	293
Чесноков Александр Владимирович, д.т.н.	Характеризация высоко загрязненного оборудования с помощью дистанционных спектрометрических и радиометрических систем.	НИЦ «Курчатовский институт», ученый секретарь	330

**САНИТАРНО-ГИГИЕНИЧЕСКИЕ
ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ
ДОЛГОВРЕМЕННОГО
ХРАНЕНИЯ И ЗАХОРОНЕНИЯ
«ОСОБЫХ» РАО**

*профессор В.Г. Барчуков
ФМБЦ им А.И.Бурназяна ФМБА России*

СИСТЕМА ЗАКОНОДАТЕЛЬНО-НОРМАТИВНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПЕРСОНАЛА И НАСЕЛЕНИЯ ПРЕДПРИЯТИЙ ГК «РОСАТОМ» В РАМКАХ САНИТАРНОГО ЗАКОНОДАТЕЛЬСТВА

Законы РФ, Указы Президента РФ,
Постановления Правительства РФ

Нормы
радиационной
безопасности
НРБ-99/2009

Основные санитарные правила
обеспечения радиационной
безопасности персонала и населения
ОСПОРБ-99/2010

Санитарные правила
обращения с
радиоактивными
отходами
СПОРО-2002

Гигиенические требования к проектированию предприятий и установок
атомной промышленности. СПП ПУАП-03.

Атомные
электро-
станции

Ядерно-
топливный
цикл

Предприятия ЯОК

Обращение
с РАО

Склады и
хранилища

Требования. Рекомендации. Методические указания.

История формирования санитарно-гигиенических требований по безопасному обращению с РАО

1. «Санитарные правила перевозки, хранения, учета и работы с радиоактивными веществами» №233-57 от 1957 года и «Санитарных правилах работы с радиоактивными веществами и источниками излучения» №333-60 от 1960 года - введено понятие «могильники» и прописаны два основных требования – «конструкция могильника должна исключать возможность проникновения радиоактивных веществ в грунты и подземные воды», а также «мощность дозы гамма-излучения на расстоянии 1 м от поверхности могильника при полной его загрузке не должна превышать 100 мкЗв/час

2. «Санитарных правилах сбора, удаления и захоронения радиоактивных отходов (СП № 477-64) и Санитарных правилах обращения с радиоактивными отходами (СанПиН 42-129-11-3939-85) - представлена системная классификация РАО, требования к размещению пунктов захоронения РАО (ПЗРО), требования к переработки и окончательному захоронению РАО и другие весьма важные положения по обращению с РАО, в том числе такие как требования по цементированию, битумированию, прессованию, сжиганию РАО и т.д. Требования по мощности дозы излучения на расстоянии 1 метр от поверхности траншей или емкости при захоронении РАО было снижено до 28 мкЗв/час

Одной из основных мер защиты населения была предусмотрена необходимость установления вокруг ПЗРО санитарно-защитной зоны радиусом 1 км.

Отсутствуют такие фундаментальные требования обеспечения безопасности как принцип многобарьерности и критерии приемлемости.

«Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002)»

Заложен основной руководящий принцип радиационной безопасности – локализация, удержание и изоляция радионуклидов от распространения их в окружающей среде

Определены следующие требования:

- граничное значение эффективной дозы критической группы населения не должно превышать 0,1 мЗв в год;
- значение мощности дозы гамма-излучения в месте захоронения РАО не должно превышать 0,5 мкЗв/ч, включая мощность дозы от естественных радионуклидов и космического излучения;
- содержание техногенных радионуклидов в почве не должно превышать 1/10 МЗУА, установленные в НРБ-99/2009;
- удельная активность техногенных радионуклидов в продуктах питания в зоне наблюдения не должна превышать уровней, приведенных в Единых санитарно-эпидемиологических и гигиенических требованиях к товарам, подлежащих санитарно-эпидемиологическому надзору (контролю);
- содержание техногенных радионуклидов в подземных водах не должно превышать уровней вмешательства для соответствующих радионуклидов.

Федеральный закон № 190-ФЗ от 11.07.11г. «Об обращении с радиоактивными отходами ...»

Особые радиоактивные отходы - радиоактивные отходы, для которых риски, связанные с радиационным воздействием, иные риски, а также затраты, связанные с извлечением таких радиоактивных отходов из пункта хранения радиоактивных отходов, последующим обращением с ними, в том числе захоронением, превышают риски и затраты, связанные с захоронением таких радиоактивных отходов в месте их нахождения.

Регулирование обращения с «особыми» РАО до выхода Федерального закона № 190-ФЗ от 11.07.11г. «Об обращении с радиоактивными отходами ...»

- Санитарные требования к сбору, хранению, транспортированию и захоронению твердых радиоактивных отходов на ПО «Маяк», (СТ ТРО-М);
- Временные санитарные требования к захоронению твердых радиоактивных отходов I и III групп в водоем № 9 ПО «Маяк», (СТ ЗТРО-В9М);
- Гигиенические нормативы «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ» (ГН 2.6.1.41-01);
- Методические указания «Реконструкция накопленной дозы у жителей бассейна р. Теча и зоны аварии в 1957 г. на производственном объединении «Маяк» (МУ 2.6.1.24-95);
- Методические указания «Гигиенические требования обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации хвостохранилища Новосибирского завода химконцентратов» (МУ 2.6.1.10–07).

Руководство «Организация и осуществление государственного санитарно-эпидемиологического надзора за обращением с РАО на предприятиях Госкорпорации «Росатом» (Р СЭН РАО-14)

Имеется раздел, посвященный обращению с «особыми» РАО, предусмотрено ряд регулирующих требований, в частности:

- для решения вопроса об отнесении РАО к «особым» или удаляемым необходима оценка риска радиационного воздействия для чего необходимо использовать коллективную эффективную дозу;
- должно быть обоснованное решение о придании объекту статуса «особых» РАО;
- должен быть проект по приведению полигона с «особыми» РАО в безопасное состояние;
- наличие и содержание плана мероприятий, по снижению миграции радионуклидов в окружающую среду;
- организация санитарно-пропускного режима на территории полигона «особых» РАО;
- организация радиационного контроля при эксплуатации полигона «особых» РАО;

Особенность санитарно-гигиенического подхода к нормативному регулированию безопасного обращения с «особыми» РАО

Особенностью санитарно-гигиенического подхода является:

1. Устанавливаются требования безопасности при обращении со всеми категориями РАО, а также материалами и отходами, содержащими радионуклиды с удельной активностью ниже отнесения их к РАО на всех этапах, включая этап их окончательной изоляции;
2. Не дается прямых указаний на способ обращения с «особыми» РАО;
3. Не конкретизируется порядок и критерии освобождения материалов, загрязненных радионуклидами, а также способов их изоляции;
4. Не ограничивается возможность введения дополнительных категорий РАО, позволяющих более гибко формировать требования к безопасной изоляции «особых» РАО, если того требует технология обращения;

Санитарно-гигиеническое требование безопасного обращения с «особыми» РАО

В основу санитарно-гигиенического подхода обращения с «особыми» РАО должен быть положен принцип обоснования безопасности.

Эта методология основывается на разработке наборов базовых сценариев потенциального облучения человека, учитывающих все вероятные пути поступления радионуклидов с реалистичными параметрами сценариев.

Нормативное регулирование обращения с «особыми» РАО

При сценарии когда во время всего периода потенциальной опасности полигона «особых» РАО уровень удельной активности на границе СЗЗ полигона не превысит $1/10$ УВ.

- Необходима разработка санитарных правил по обеспечению радиационной безопасности при проведении работ и окончательной изоляции полигона «особых» РАО на период его потенциальной опасности;
- Необходима разработка порядка передачи администрации региона территории полигона по истечению периода потенциальной опасности.

Нормативное регулирование обращения с «особыми» РАО

При сценарии когда во время периода потенциальной опасности полигона «особых» РАО уровень удельной активности на границе СЗЗ полигона превысит $1/10$ УВ.

- Для безопасного использования этих территории в хозяйственных целях необходима разработка соответствующих законодательно-нормативных актов, регулирующих управление этими территориями, для предупреждения их бесконтрольного использования;

Нормативное регулирование обращения с «особыми» РАО

При сценарии когда уровень удельной активности на границе СЗЗ полигона «особых» РАО превысил $1/10$ УВ и эта территория уже используется в хозяйственных целях.

- Внесение дополнения в закон №ФЗ-190, о возможности размещения уже существующих полигонов «особых» РАО на территории населенных пунктов, но при этом к этим территориям должен быть применен подход, как к территориям, загрязненным радионуклидами, используемым для проживания.

Опыт регулирования обращения с загрязненными территориями

Директива ТС 2004/35/ЕС «Об экологической ответственности в связи с предупреждением и восстановлением ущерба окружающей среде»

В основу для принятия решений в отношении таких территорий положена, оценка риска на конкретном объекте для здоровья человека.

В России на протяжении десятилетий складывалась практика изменения категории земель

Постановлением Правительства РФ от 27.02.2004 г. № 112 «Об использовании земель, подвергшихся радиоактивному и химическому загрязнению...»

Подход к регулированию безопасного обращения с загрязненными территориями при окончательной изоляции «особых» РАО

К радиационно-загрязненным территориям используется подход, основанный на дозах облучения.

В соответствии с методологией анализа и управления рисками на территориях где возможна миграция радионуклидов из ПХ «особых» РАО могут быть установлены обобщенные контрольные концентрации (Сi) радионуклидов в почве с учетом целей использования

Заключение

Введение категории «особых» РАО определяет необходимость решения санитарно-гигиенических проблем безопасности долговременного хранения и захоронения «особых» РАО

В основу принятия решения должен быть положен принцип обоснования безопасности для населения «особых» РАО на весь период их потенциальной опасности

Сложившаяся к настоящему времени законодательно-нормативная база является основой для разработки соответствующих требований к безопасному обращению с «особыми» РАО



Оценка возможности повторного использования металлических отходов, содержащих радионуклиды

Блохин П.А.

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

Содержание:



1. Терминология
2. Происхождение загрязненного металла в атомной промышленности.
3. Общий принцип переработки и дезактивации загрязненных металлов.
4. Варианты повторного использования.
5. Расчет мощности эквивалентной дозы от различных изделий выполненных из загрязненного металла.
6. Выводы.

§ **Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. N 170-ФЗ
«Об использовании атомной энергии»**

радиоактивные отходы - не подлежащие дальнейшему использованию материалы и вещества, а также оборудование, изделия (в том числе отработавшие источники ионизирующего излучения), содержание радионуклидов в которых превышает уровни, установленные в соответствии с критериями, установленными Правительством Российской Федерации.

МРО – металлические радиоактивные отходы,
т.е. отходы подлежащие **захоронению**.



Загрязненный металл, подлежащий дальнейшей
переработке и возврату в АП.

Происхождение

- При эксплуатации АЭС (1000 МВт) ~2 000 т/год
- При выводе из эксплуатации АЭС ~15 000 т.
- Накоплено на текущий момент ~ 600 000 т.

Состав по маркам металла

- углеродистые стали;
- нержавеющие стали;
- чугун;
- медь и сплавы;
- алюминий и сплавы.

Активность

- НАО – 90-95%
- САО - 5-10%
- ВАО – 0,2-0,6%

Переработка загрязненного металла

1. Серно-кислыми средами в погружных ваннах.
2. Щелочные и кислотные десорбирующие композиции.
3. Электрохимический.
4. Переплавка.
5. И др.

Сортировка

Фрагментация

Дезактивация

Переплавка

Неограниченное использование

Ограниченное использование

Использование в АП

Дополнительная дезактивация.
Остаточная активность определяется радионуклидами:
 ^{60}Co (основной вклад), ^{106}Ru , ^{125}Sb , ^{54}Mn и др.

РАО
(шлак, пыль)

^{60}Co

Неограниченное использование для материала

Предельно значимый уровень активности

0,1

Неограниченное использование для металлов

1
0

УА, Бк/г

Международная и отечественная практика повторного использования загрязненного металла



Siempelkam
р, Германия

Studsvik,
Швеция

BNFL,
Великобритания

Duratek,
США

ЭКОМЕТ-С,
Россия

Свободное использование

До 5% -
свободное
использование

Слитки –
свободное
использование

Слитки –
свободное
использование

Ограниченное использование + АП

Слитки,
экраны,
контейнеры
для АП

Слитки –
промежуточное
хранение,
захоронение

Слитки для
повторного
использования
в АП

Экраны, физическая
защита для
повторного
использования в АП

Слитки –
промежуточное
хранение (РАО)

Мощность ~1000 т/год

Варианты использования загрязненного металла в атомной промышленности

Условия повторного использования:

§ Полное сохранение действующих СанПиН.

§ Отсутствие экологических последствий.

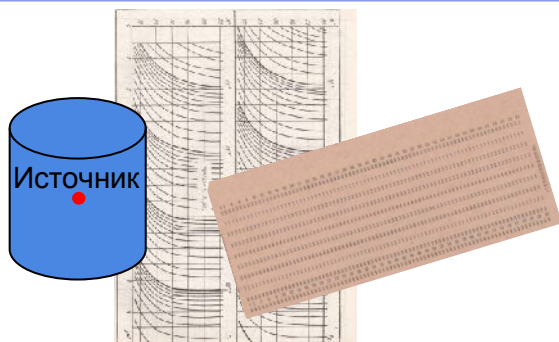
I. Контейнеры для обращения с РАО.

II. Арматура.

Тип контейнера	Габаритные размеры, м	Внутренний объем, м ³	Масса контейнера, т	
КМЗ	Длина	1,65	3,1	1,16
	Ширина	1,65		
	Высота	1,375		
КРАД-3,0	Длина	2,62	3,0	0,655
	Ширина	1,43		
	Высота	1,08		
КО 1340	Диаметр	0,56	0,2	0,071
	Высота	0,91		



Прошлые состояние:



1. Простейшая геометрия.
2. Большие неопределенности константного обеспечения.
3. Слабые вычислительные мощности.

Аналитические решения для нерассеянного излучения с поправками на факторы накопления, номограммы.

Текущие возможности:

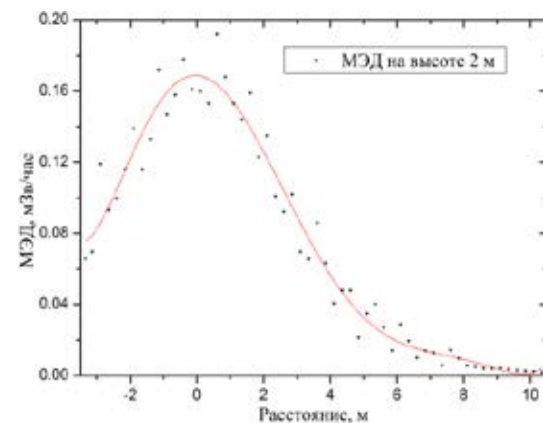
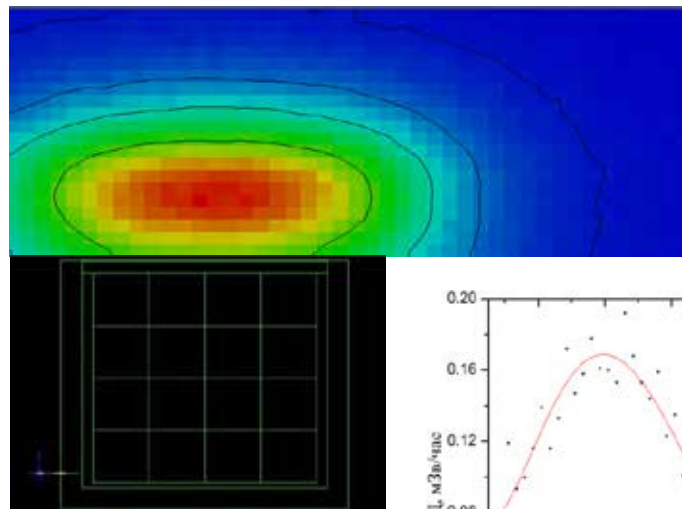
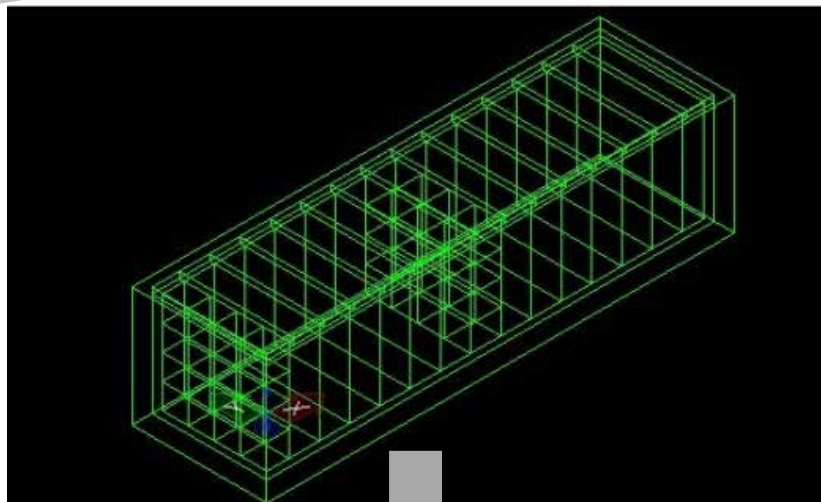


1. Сложная трехмерная геометрия (конверторы САПР-моделей);
2. Удовлетворительное константное обеспечение;
3. Практически неограниченные вычислительные мощности.

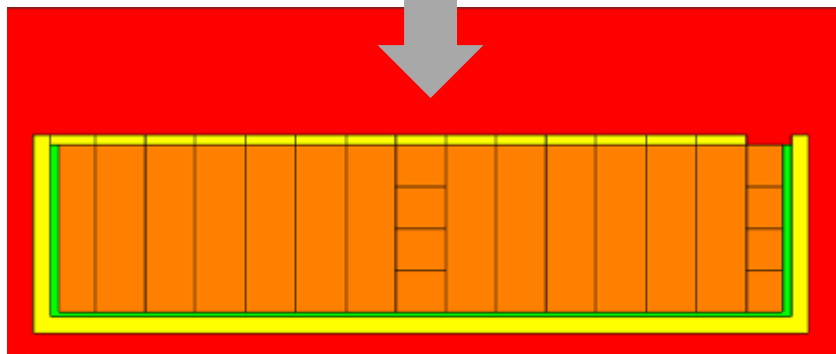
Программы, реализующие:

1. Метод Монте-Карло (TDMCC, MCU, MCNP и др.)
2. Детерминистские методы (РОЗ, КАТРИН, КАСКАД и др.)

Программно-технический комплекс ОБОЯН. Расчет мощности эквивалентной дозы.



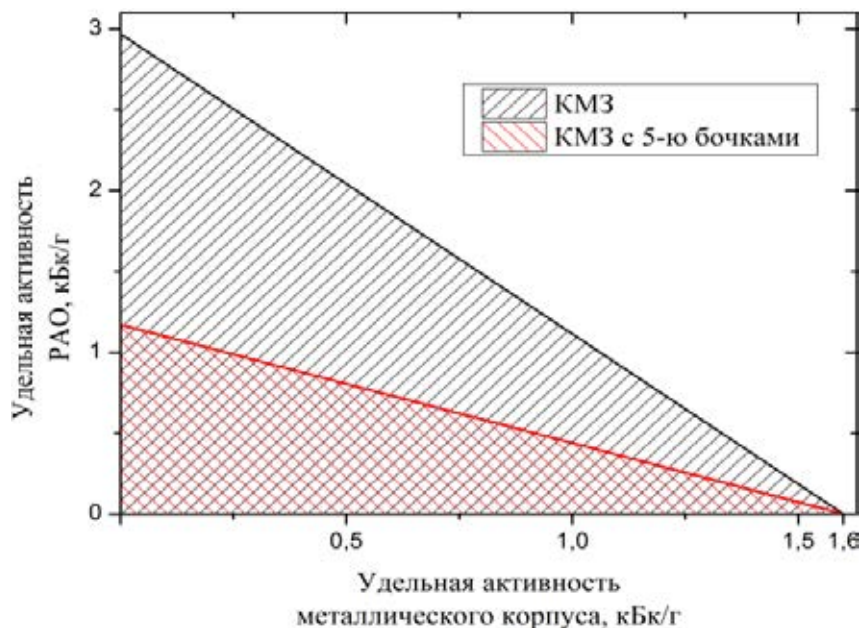
Результаты расчетов МЭД



Дозовые нагрузки на персонал
при извлечении всего объема РАО
~60 мкЗв

Результаты расчетов допустимого уровня УА. Металлические контейнеры.

Критерии МЭД при транспортировке контейнеров:
 § 2 мЗв/час на поверхности
 § 0,1 мЗв/час на расстоянии 1 м



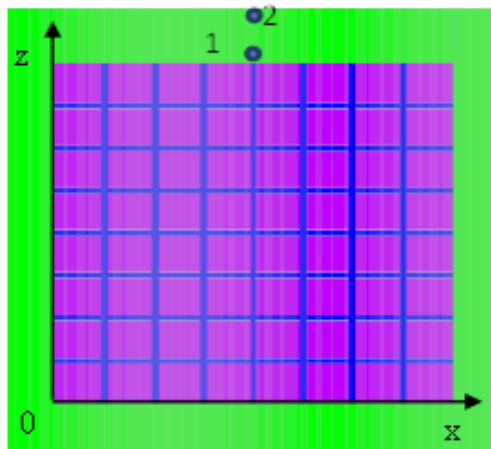
Тип контейнера	Максимальная удельная активность, кБк/г	
	Металла	РАО
КО 1340	14,5	11,5
KM3	1,6	3,0
KM3 (с 5-ю бочками)	1,6	1,2
КРАД-3,0	1,2	2,1



УА металла ~1 кБк/г

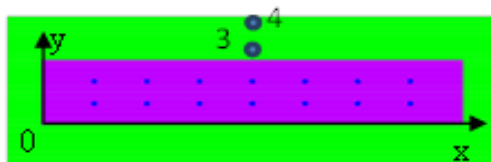
Результаты расчетов допустимого уровня УА. Армированная бетонная плита.

При выполнении работ:



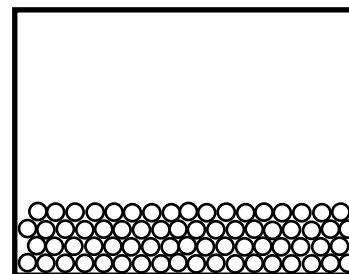
Размеры плиты:
1,2 x 1,2 x 0,3 м

УА арматуры:
1 кБк/г



~0,1 мЗв/год

При транспортировке:



Транспортный
контейнер 1АА

№	Удельная активность арматуры, кБк/г	Мощности дозы, мЗв/час	
		На поверхности и	На расстоянии 1 м
1	0,3	0,17	0,10
2	1,0	0,58	0,35

УА арматуры ~0,3 кБк/г

- § Оценены УА загрязненного металла, при которых выполняются нормативы для транспортировки (~300 Бк/г).
- § Оценены дозы на персонал при выполнении работ по монтажу ж/б конструкций.

Повторное использование загрязненного металла позволит:

- § Уменьшить объемы РАО.
- § Повысить эффективность использования объемов ПЗРО.
- § Уменьшение нерационального использования материалов.

Необходимо:

- § Подготовить нормативную базу для обеспечения безопасного обращения с загрязненными металлами.
- § Провести экономическую оценку организации предприятия по переработке загрязненных металлов и производства изделий для АП.



Итоги работы и нерешенные вопросы в части отнесения РАО к особым и удаляемым

Ведерникова М.В.,
руководитель проекта по
проведению первичной
регистрации РАО
Линге И.И.,
заместитель директора
ИБРАЭ РАН

К особым РАО относятся:

- § РАО, образовавшиеся в результате выполнения программы вооружения и государственного оборонного заказа;
- § РАО, образовавшиеся вследствие ядерной или радиационной аварии;
- § РАО, образовавшиеся при использовании МЯВ;
- § ЖРО, размещенные в поверхностных водоемах-хранилищах объемом более 25 000 куб. м., их донные отложения.

а) ...коллективная эффективная доза облучения за весь период потенциальной опасности РАО и риск потенциального облучения, связанные с удалением РАО, превышают ...аналогичные оценки, связанные с захоронением РАО в месте их нахождения.

б) расходы, связанные с удалением РАО ... превышают совокупный размер возможного вреда окружающей среде в случае захоронения таких РАО в месте их нахождения... и расходы на захоронение таких РАО в месте их нахождения...

в) ПХРО и его СЗЗ размещены вне границ населенных пунктов, особо охраняемых природных территорий, прибрежных защитных полос и водоохраных зон водных объектов, других охранных и защитных зон, установленных в соответствии с законодательством Российской Федерации.

Разработка подходов к проведению обоснований отнесения РАО к особым



Необходимость разработки подходов к обоснованию отнесения РАО к особым:

- § Согласование и совместное применение действующих регулирующих документов и ППРФ №1069;
- § Отсутствие прецедентов и методического обеспечения

Принимали участие специалисты:

- § ИБРАЭ РАН;
- § Госкорпорации «Росатом»;
- § Минприроды России;
- § ФГБУ «НПО «Тайфун»;
- § ФБУ «НТЦ ЯРБ»;
- § ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России;
- § ФБУН научно-исследовательского института радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева;
- § ФГУП «ПО «Маяк» и др.



РОСАТОМ

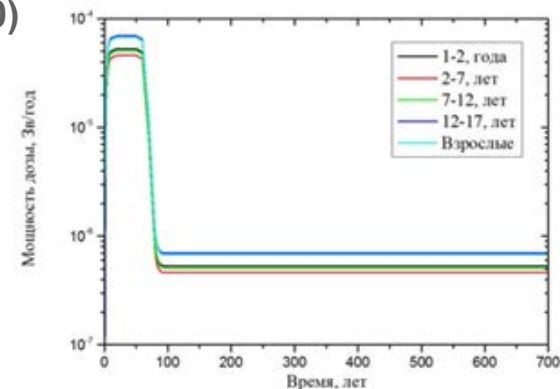


ИБРАЭ



Обязательные темы обоснования

- Соответствие РАО критериям отнесения к особым РАО по происхождению и местоположению
- Оценка принципиальной возможности локализации РАО в месте их размещения = оценка соблюдения ограничения индивидуальной дозы облучения населения на весь период потенциальной опасности РАО – 10 мкЗв/год (ОСПОРБ-99/2010)
- Описание двух сценариев обращения с РАО



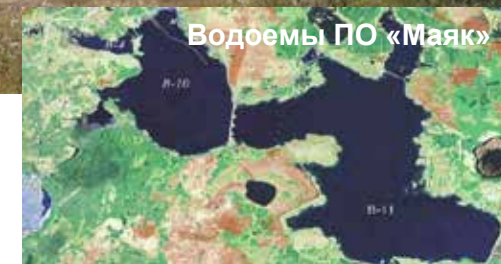
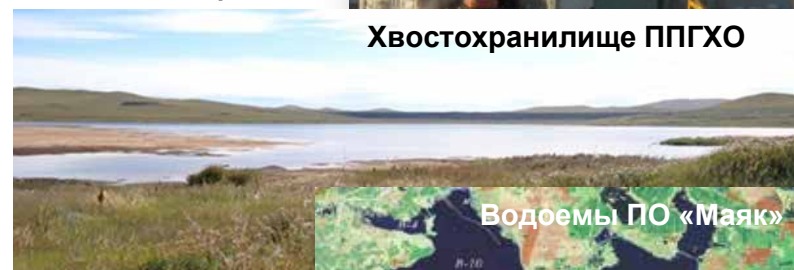
- Оценка коллективных эффективных доз облучения, рисков потенциального облучения, расходов для двух сценариев обращения с РАО и совокупного размера возможного вреда ОС в случае захоронения РАО в месте их нахождения. С учетом проведенного анализа данных, полученных в ходе практических работ в отрасли, разработанных подходов и методических материалов.

Параметр	Значения	Диапазон
Период потенциальной опасности	РАО содержащие : -техногенные -короткоживущие РН -долгоживущие РН -природные РН	-определяются в соответствии с ПП №1069 -1000 лет -300 лет
Доза облучения	персонал население	от 0,3 мкЗв/ч до 20 мЗв/год 10 ÷ 100 мкЗв/год
Риск потенциального облучения	Персонал Населения	R=2x10 ⁻⁴ год ⁻¹ P=10 ⁻² год ⁻¹ – 10 ⁻⁶ год ⁻¹ R=1x10 ⁻⁵ год ⁻¹
Мощность дозы облучения биоты	животный мир растительный мир	1 мГр сут ⁻¹ 10 мГр сут ⁻¹

Комплексные обоснования выполнены

1. Для 72 объектов, среди них:

- Водоемы ФГУП «ПО «Маяк», ОАО «СХК»;
- Хвостохранилища (ПАО «ППГХО», АО «ЧМЗ», АО «НЗХК»);
- Пункты хранения ТРО (ФГУП «ПО «Маяк», АО «СХК», ФГУП ФЯО «ГХК», АО «ОДЦ УГР»; АО «УЭХК», АО «ПО «ЭХЗ»);
- ПУГРЫ (АО «ОДЦ УГР», ФГУП ФЯО «ГХК»).



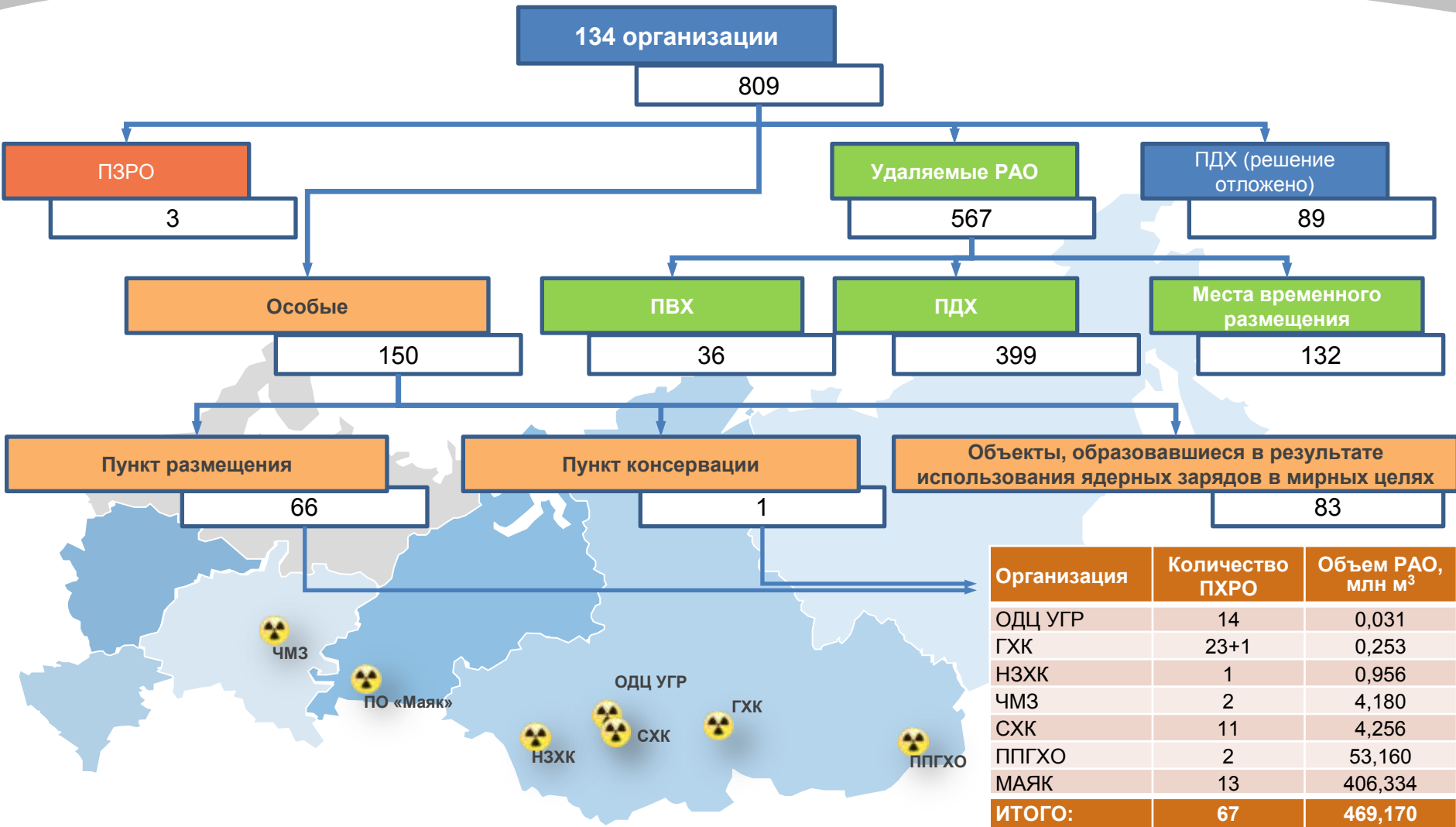
2. Для 83 объектов, образовавшихся при использовании ядерных зарядов в мирных целях.

3. Комплексные обоснования позволяют завершить уже начатые работы по консервации, а также добиться снижения будущих расходов более чем на 460 млрд. руб., и уменьшают дозозатраты будущих периодов на более чем на 250 чел.·Зв.

Результаты сравнительной оценки альтернативных вариантов обращения с РАО для Могильника №8 ФГУП «ПО «Маяк», объемом 12,5 тыс. м³.

Параметр	Сценарий		
	Удаление РАО	Сравнение	Захоронение РАО в месте их нахождения
Коллективная эффективная доза облучения, чел.·Зв	более 0,32	>>	менее 0,19
Риск потенциального облучения, год ⁻¹	более 7,70·10 ⁻⁵	>>	менее 10 ⁻⁶
Расходы, млн. руб.	более 5060	>>	Расходы, а также совокупный размер возможного вреда окружающей среде в случае захоронения РАО в месте их нахождения, млн. руб.
			менее 424

Предварительные результаты первичной регистрации РАО



Накопленные РАО: отнесение к особым, закрепление в федеральной собственности



	Накоплено * всего, млн. куб. м.	Особые, %	Решение отложено (РАО размещены в ПДХ), %	Подлежит извлечению и захоронению, тыс. куб. м.
ТРО	72	82,73%	16,59%	533
ЖРО**	410	99,93%	0,03%	171

* Без учета РАО, размещенных в объектах, образовавшихся в результате использования ядерных зарядов в мирных целях

**Без учета закачанных ЖРО (ФГУП «НО РАО»): 60,2 млн куб. м.

Решение отложено - 89 объектов



Не выполнены обоснования:

§ФГУП РФЯЦ-ВНИИЭФ	– 3 объекта	(10,1 тыс. м ³)
§АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»	– 5 объектов	(2,2 тыс. м ³)
§Нововоронежская АЭС	– 1 объект	(3 тыс. м ³)
§ФГУП «НО РАО»	– 2 объекта	(0,8 тыс. м ³)
§АО «ГНЦ НИИАР»	– 4 объекта	(40,8 тыс. м ³)
§ФГУП ФЯО «ГХК»	– 1 объект	(99 тыс. м ³)

Решение отложено, вопрос категорий земель (обоснования выполнены в полном объеме)

§АО «ПО ЭХЗ»	– 3 объекта	(18,9 тыс. м ³)
§АО «УЭХК»	– 2 объекта	(61,5 тыс. м ³)

Решения отложены, т.к. РАО не удовлетворяют критериям по происхождению или местоположению, или возникают вопросы к происхождению РАО:

§АО «ГМЗ»	– 10,6 млн. м ³	особо охраняемого эколого-курортного региона Кавказские Минеральные Воды
§КЧ ФГУП «РосРАО»	– 300 тыс. м ³	г. Киро-Чепецк
§ПАО «МСЗ»	– 126 тыс. м ³	г. Электросталь
§АО «СМЗ»	– 120 тыс. м ³	образовались в народном хозяйстве
§ПХРО Свердловской обл.	– 40 тыс. м ³	п. Озерный, на берегу р. Озерная
§ФГУП «РАДОН»	– 120 тыс. м ³	образовались в народном хозяйстве?
§Билибинская АЭС	– 4,1 тыс. м ³	образовались в народном хозяйстве?
§и др.		

- § Пересмотр критериев отнесения РАО к особым или удаляемым (ППРФ №1069) позволит провести на ряде объектов работы по захоронению РАО в месте их нахождения, с учетом выполнения всех требований безопасности.
- § Вновь образующиеся РАО размещаемые в пункты размещения особых РАО. Особые или удаляемые?
- § Отсутствуют требования к регистрации новых пунктов хранения особых РАО.
- § Федеральные нормы и правила, регламентирующие требования к обеспечению безопасности пунктов размещения/консервации особых РАО, в том числе с учетом особенностей отдельных пунктов хранения радиоактивных отходов.

- § Пособие использовано при разработке 72 обоснований для пунктов хранения организаций и 83 объектов, образовавшихся при МЯВ.
- § Решение по отнесению РАО к особым или удаляемым позволяет приступить или продолжить работы по ФЦП ЯРБ, которые позволяют перевести объекты в более безопасное состояние, а в дальнейшем в пункты захоронения РАО, отвечающие всем требованиям законодательства РФ
- § Требуется пересмотр критериев, утвержденных ПП №1069.
- § Требуется разработать федеральные нормы и правила, регламентирующие требования к обеспечению безопасности пунктов размещения/консервации особых РАО, в том числе с учетом требования безопасности в случае размещения в них вновь образующихся РАО.
- § Проект перечней пунктов хранения проходит межведомственное согласование, из перечней исключены объекты, для которых отсутствуют кадастровые данные (бесхозные, почти все МЯВ, и ряд пунктов хранения предприятий).

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

Перспективы применения слабодиссоциирующих ионитов в системах СВО АЭС для снижения объема образующихся РАО

А.С. Чугунов, В.А. Винницкий, А.Ф. Нечаев

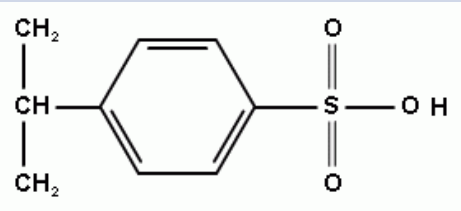
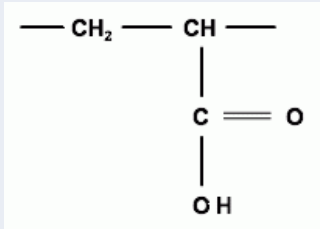
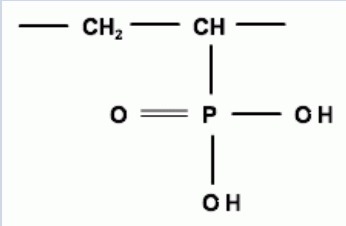
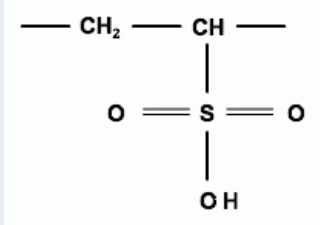
*Санкт-Петербургский государственный технологический институт
(технический университет)*

e-mail: irrt@mail.ru

Усредненный состав жидких радиоактивных отходов АЭС с ВВЭР

Показатель	Декантат	Раствор, насыщенный компонентами кристаллической фазы
pH	10,9	9,17
B(OH)₃, г/дм³	95,2	21,4
NO₃⁻, г/дм³	43,5	0,13
Cl⁻, г/дм³	4,9	0,008
SO₄²⁻, г/дм³	до 5	н/к
Li⁺, г/дм³	н/к	н/к
Na⁺, г/дм³	70	н/к
K⁺, г/дм³	25	н/к
Fe, мг/дм³	0,25	2,5
Cu, мг/дм³	0,22	0,22
¹³⁷Cs, мг/дм³ (МБк/дм³)	2,04 (6,55)	0,045 (0,146)
⁶⁰Co, мг/дм³ (МБк/дм³)	0,31 (12,9)	0,00076 (0,0032)

Типы ионитов и их емкость

	Молекулярный вес, г/моль	Теоретическая обменная емкость E_{max} , экв/кг
	183	5,8
	72	13,8
	109	18,5
	108	9,26

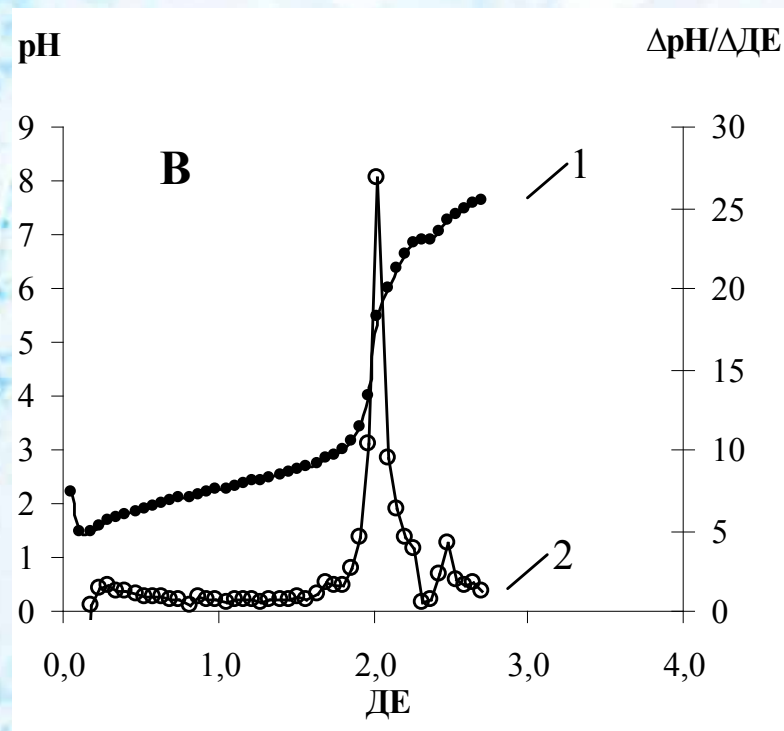
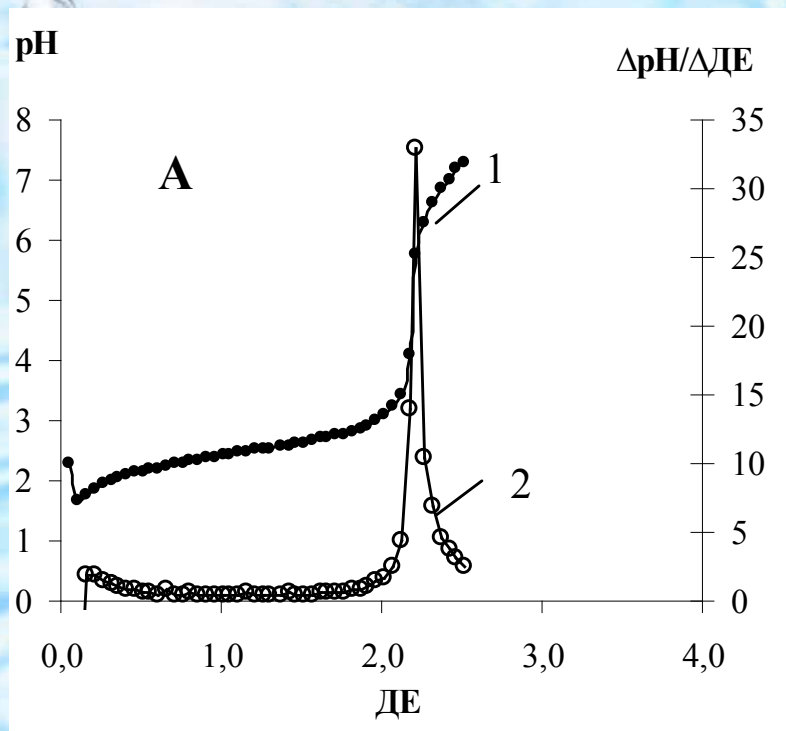
По мнению Гриссбаха, добиться высокой избирательности ионообменников можно двумя путями. «С одной стороны, можно усилить естественные различия, подбирая оптимальные условия проведения опыта. С другой стороны, основываясь на знаниях химических свойств соответствующих веществ, можно подобрать из данного ряда ионообменников такой, который обладал бы избирательностью по отношению к данному иону; при этом часто появляется необходимость синтезировать такой ионообменник впервые. Таким образом, существуют два пути для решения задачи избирательного поглощения данного иона — изменение условий опыта и выбор селективного ионообменника; в некоторых случаях необходимо использовать обе возможности» [34].

34. Гриссбах Р., Теория и практика ионного обмена, Изд-во иностр. лит., М., 1963.

Дезаминирование водных потоков

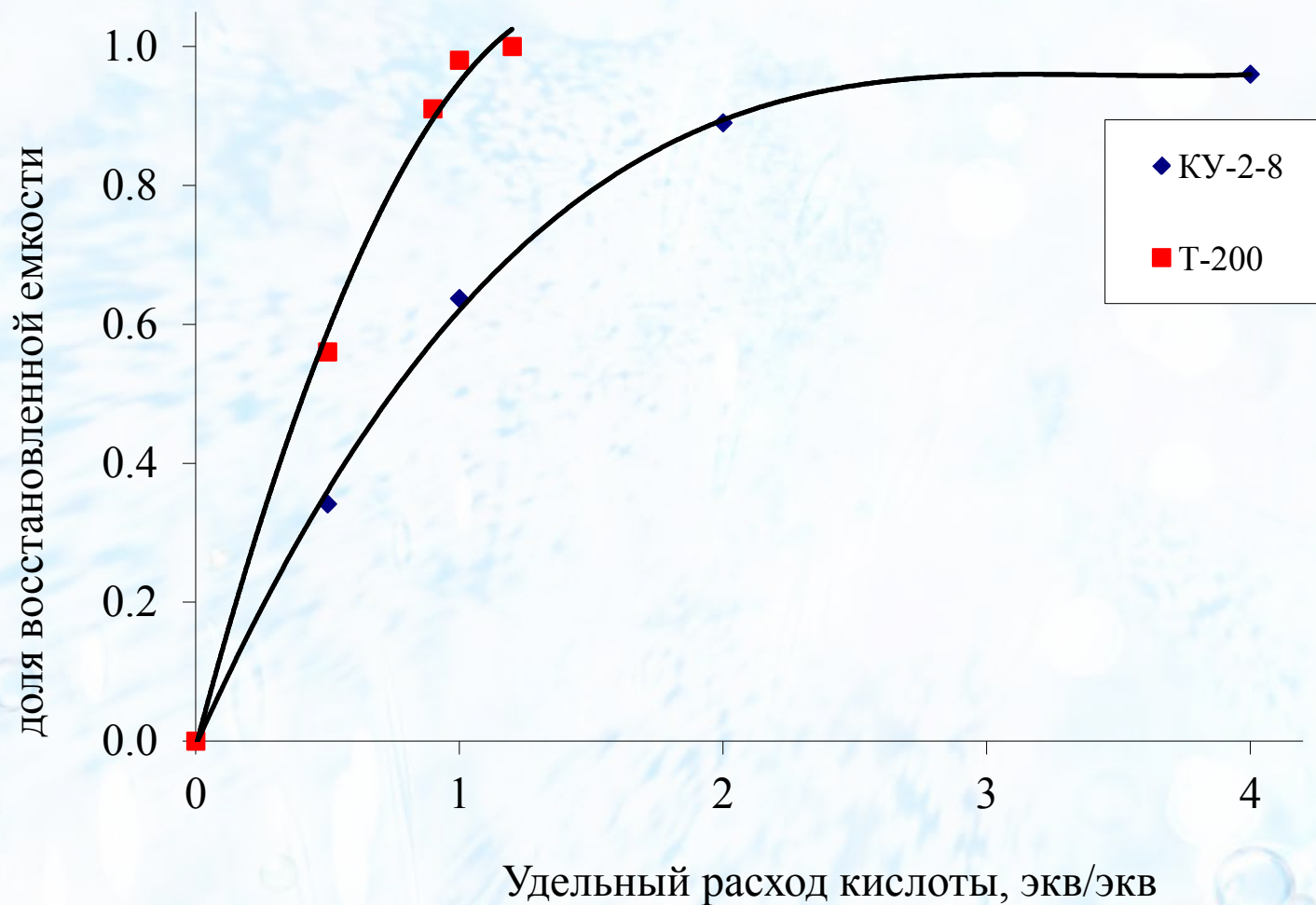
Аммиак

Потенциометрическое титрование Токем-200



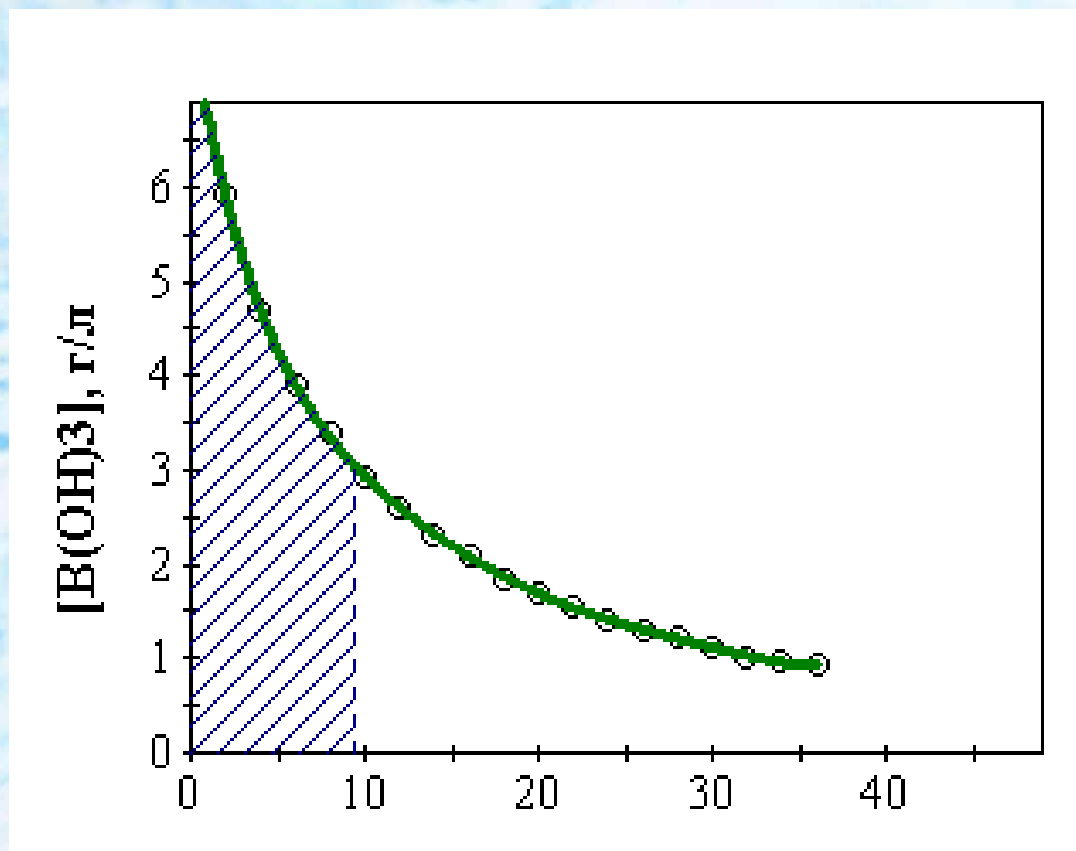
интегральные (1) и дифференциальные (2) зависимости pH фильтрата от достигнутой катионитной емкости Токем-200 динамической обменной емкости ДЕ (экв/дм³) при поглощении аммиака (А) и моноэтаноламина (В). Скорость фильтрации 25 м³/(м²·час)

Регенерация катионитов смешанной (Na+K+NH₄)-формы 5% HNO₃



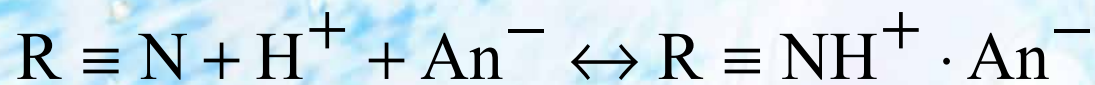
Очистка борсодержащих потоков

Изменение концентрации борной кислоты в воде гидроперегрузки боратной формы анионита АВ-17х8

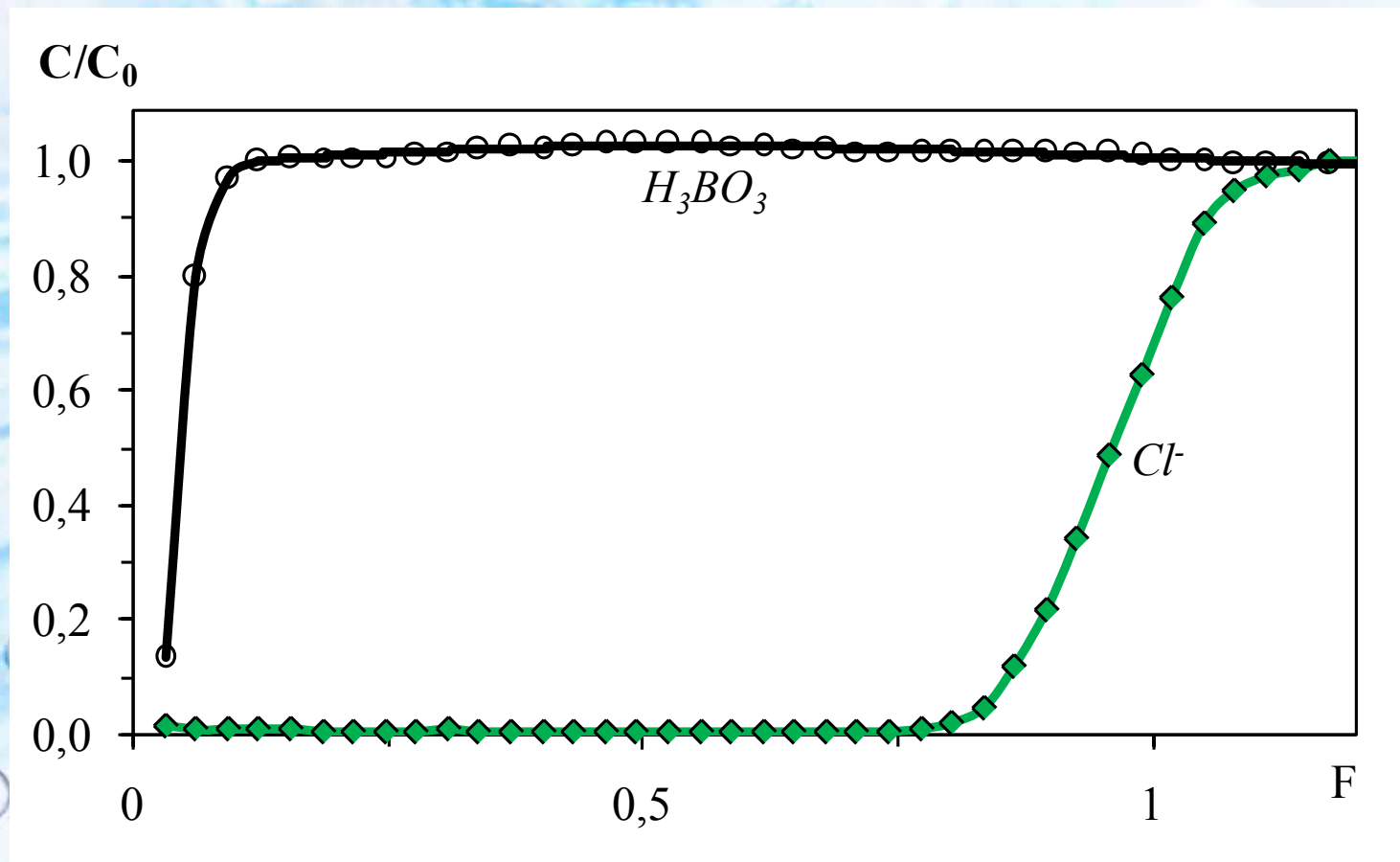


Концентрация борной кислоты при насыщении гидроксильной формы высокоосновного анионита составляла 6 г/л.

BV – колоночный объем, л·(л⁻¹ ионита).



Сорбция борной кислоты и ионов хлора НИЗКООСНОВНЫМ АНИОНИТОМ





РОСАТОМ



ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ БЛОЧНО- ЯЧЕИСТЫХ ФИЛЬТРОВ-СОРБЕНТОВ И НОВЫЕ ПОДХОДЫ В УЛАВЛИВАНИИ РАДИОАКТИВНОГО ЦЕЗИЯ ПРИ ИЗГОТОВЛЕНИИ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Занора Ю. А.

Истомин И. А.

Бетенеков Н.Д.

Цель:



Выделение цезия-137
из РАО (жидких и
газообразных), с
дальнейшим переводом
в экологически
безопасные для
хранения и
захоронения формы

Способы улавливания:

- ▶ «мокрый» способ – низкотемпературная конденсация паров ^{137}Cs в системе газоочистки (конденсаторы, скрубберы, фильтрация на аэрозольных НЕРА–фильтрах).
- ▶ «сухой» метод фиксации цезия в различных силикатных матрицах, основанный на свойствах и структуре природных минералов, содержащих цезий.

Природный поллуцит — минерал, водный алюмосиликат состава $(\text{Cs}, \text{Na}) [\text{AlSi}_2\text{O}_6] \times n\text{H}_2\text{O}$; содержит 26—32% Cs_2O . Характерны примеси Rb_2O , K_2O и Tl_2O . В основе кристаллической структуры поллуцита лежит алюмокремниевый каркас из связанных тетраэдров SiO_4 и AlO_4 , в пустотах которого размещены катионы Cs^+ и Na^+ , а также H_2O цеолитного характера.

Пористые неорганические материалы – ПНМ:

- ➡ «Губка»
- ➡ пористый шамот
- ➡ изделия из муллитокремнеземистой ваты

Аморфная фаза ПНМ при высоких температурах взаимодействует с парами ^{137}Cs , что позволяет зафиксировать его в устойчивых алюмосиликатных кристаллических фазах CsAlSiO_4 (кальсилит) и $\text{CsAlSi}_2\text{O}_6$ (поллуцит) и алюмосиликатной аморфной фазе.

Высокопористые блочно-ячеистые материалы – ВПЯМ:

Керамические высокопористые и высокопроницаемые блочно-ячеистые материалы (ВПЯМ) и носители на их основе (ВПЯН) по прочностным и гидравлическим свойствам значительно превосходят все ПНМ-фильтры:

- открытая пористость до 95%;
- сопротивление мелкоячеистых блоков толщиной 15 мм для скорости газового потока в 20 см/с составляет менее 10 Па;
- коэффициент газопроницаемости составляет от 20 до 120 мм²;
- невысокая скорость газового (или жидкостного) потока, при которой наступает турбулентный режим течения (в блочных носителях ячеистой структуры он начинается со скорости 0,1 м/с).

Принципиальная схема и методика синтеза ВПЯМ:

Для формирования сетчато-ячеистой структуры ВПЯМ в качестве структурообразующей матрицы использовали эластичные мелкопористые пенополиуретаны марки ППУ-ЭО-100 ТУ 6-05-5127-87 с размером транспортных пор: $d_{\text{яч}} = 0,5-1,5$ мм.



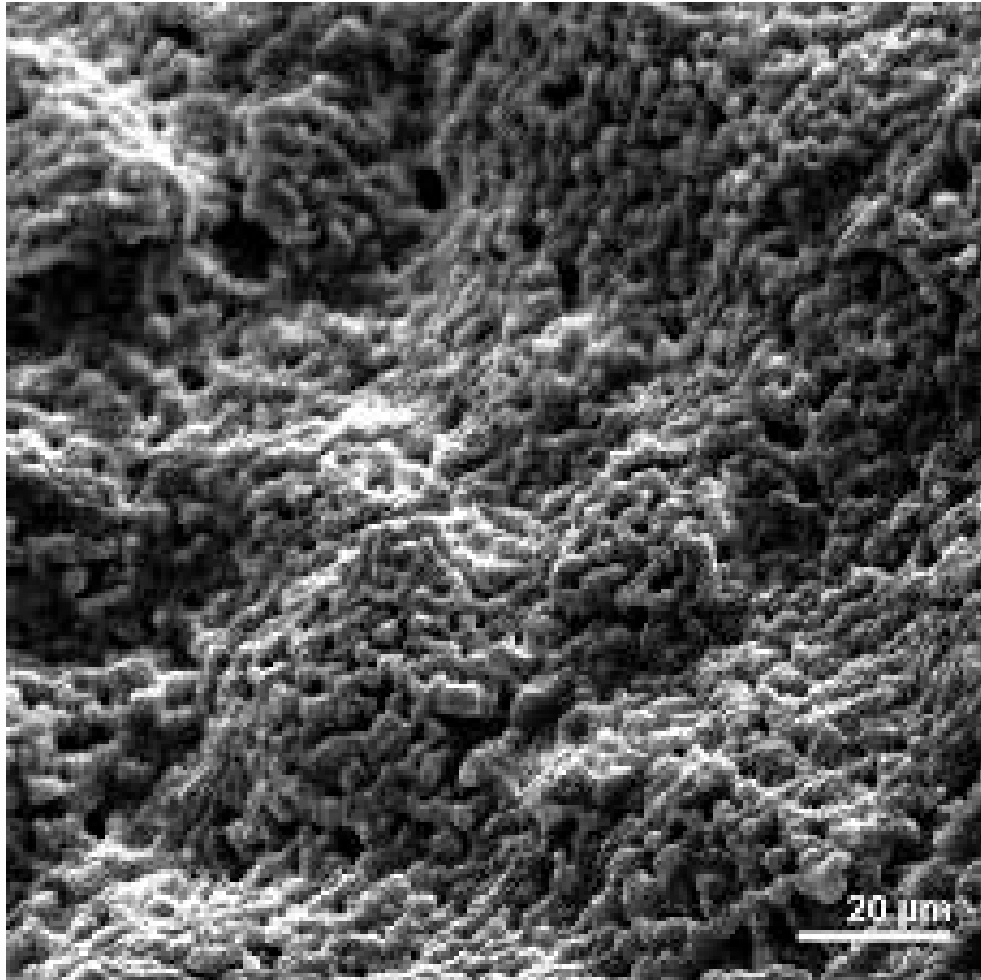
Типичный состав шликера для получения ВПЯМ.

В качестве дисперсной фазы использовался электроплавленный корунд (ЭПК) F-360 и F-600, ГОСТ 28818-90, в качестве основной связки – мелкомолотый глинозем марки ГН-1, ГОСТ 6912-84, в качестве клеящего вещества (временная технологическая связка) поливиниловый спирт ПВС м 8/2, ГОСТ 10749-69.

Стадии процесса изготовления ВПЯМ:

1. Подготовка исходных компонентов керамической шихты;
2. Вырезание структурообразующих матриц из ретикулированного ППУ;
3. Приготовление керамического шликера (суспензии);
4. Нанесение шликера на структурообразующую матрицу (пропитка), удаление его избытка (отжатие);
5. Предварительная термообработка (сушка);
6. Высокотемпературный обжиг (спекание).

Фотография микроструктуры перемычки ВПЯМ



- инертный наполнитель (ЭПК) – 50 мас.%
- дисперсная связка (ГН) – 50 мас.%

Нанесение активной композиции из аморфных Al_2O_3 и SiO_2 и получение фильтров-сорбентов для улавливания цезия-137

В качестве исходных компонентов использовали:

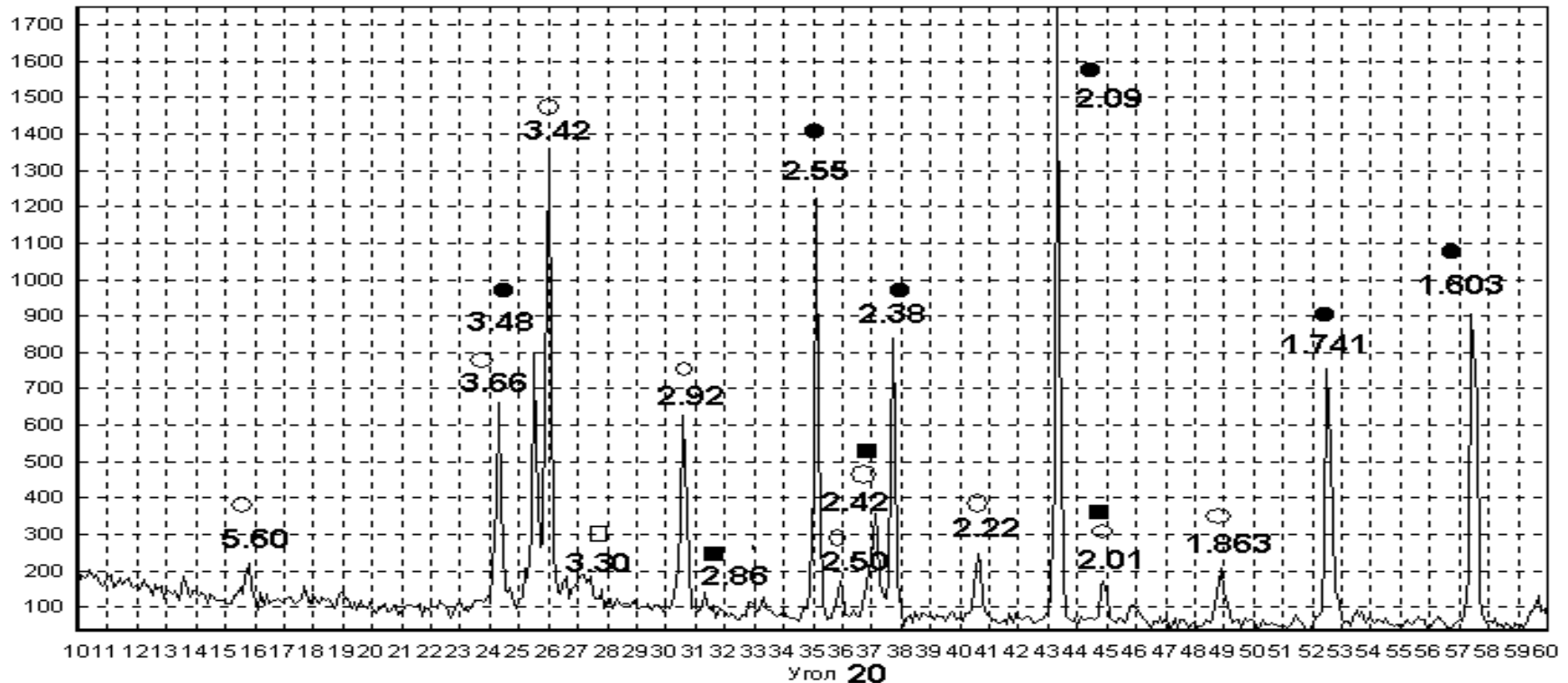
- золь $\gamma\text{-Al}_2\text{O}_3$ стабилизированный ионом Cl^- , марка «АХК-09»,
- золь SiO_2 , марка «КХК-01»

В качестве матричного раствора была выбрана композиция с соотношением зольей $\text{Al}_2\text{O}_3 : \text{SiO}_2 = 35 : 65$ % масс.

Процесс нанесения зольей на поверхность образцов фильтров-сорбентов осуществляется в следующей последовательности:

- многократное погружение последних в горячую смесь зольей;
- удаление избытка зольей в процессе стекания с элементов установленных на перфорированный керамический коврик в сливную емкость, установленную на вибростоле, для интенсификации процесса (подвялка);
- сушка подвяленных элементов в сушильном шкафу при до $t=120-150$ °С;
- прокаливание высушенных элементов при $t=1000, 500$ °С для закрепления адсорбированного на поверхности слоя оксидов.

Анализ эффективности процесса хемосорбции цезия на высокопористых ячеистых фильтрах-сорбентах



Дифрактограмма фильтра-сорбента, «насыщенного» парами цезия (1000⁰C , 50 ч.). Фазовый состав: • α -Al₂O₃ (корунд) -№ 10-173; □ MgAl₂O₄ (шпинель) – № 21-1152; • CsAlSi₂O₆ (поллукит) – № 29-407; □ CsAlSiO₄– № 24-231- следы.

Внешний вид и размеры испытываемых образцов



Образец до испытаний



Образец после испытаний

размеры образцов: диаметр – 50 мм, высота – 10 мм

сорбционная емкость составила в среднем 0,2 г Cs на 1 г фильтра

Опытно-промышленные испытания разработанных фильтров-сорбентов



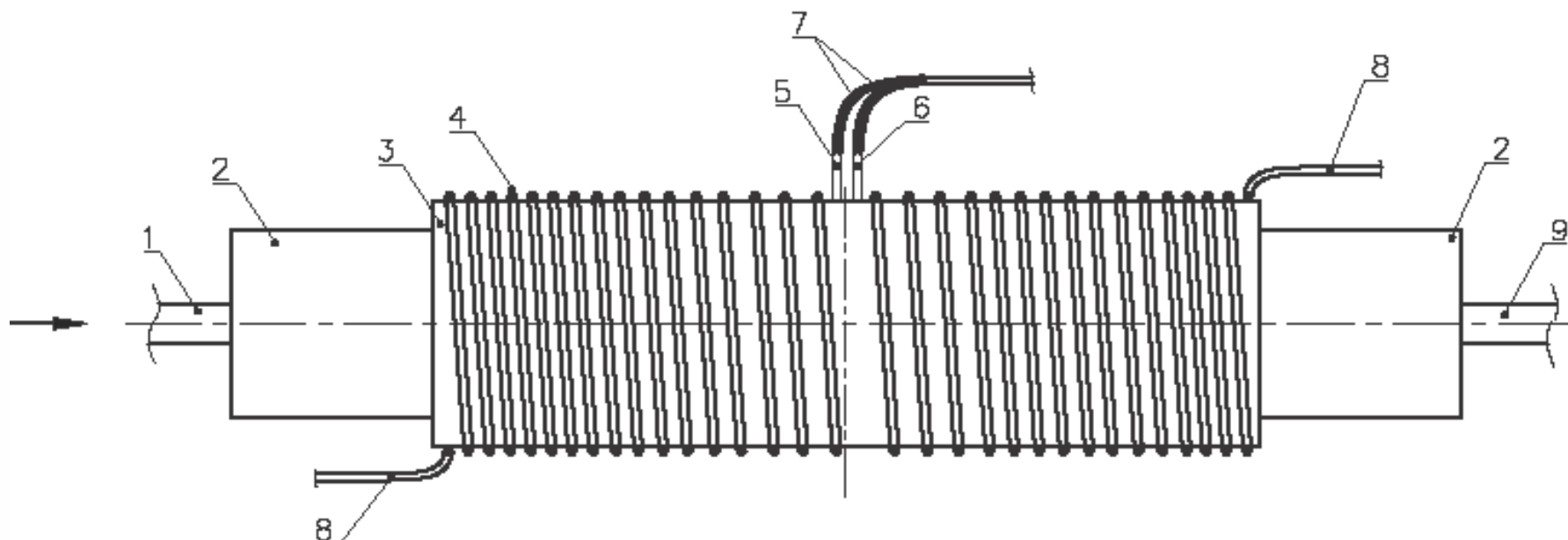
а



б

Установка для локализации радионуклидов ^{137}Cs в процессе изготовления источников ионизирующего излучения: а – мини-печь сопротивления со сменными картриджными фильтрэлементами, б – приборный бокс.

ФИЛЬТРЭЛЕМЕНТ



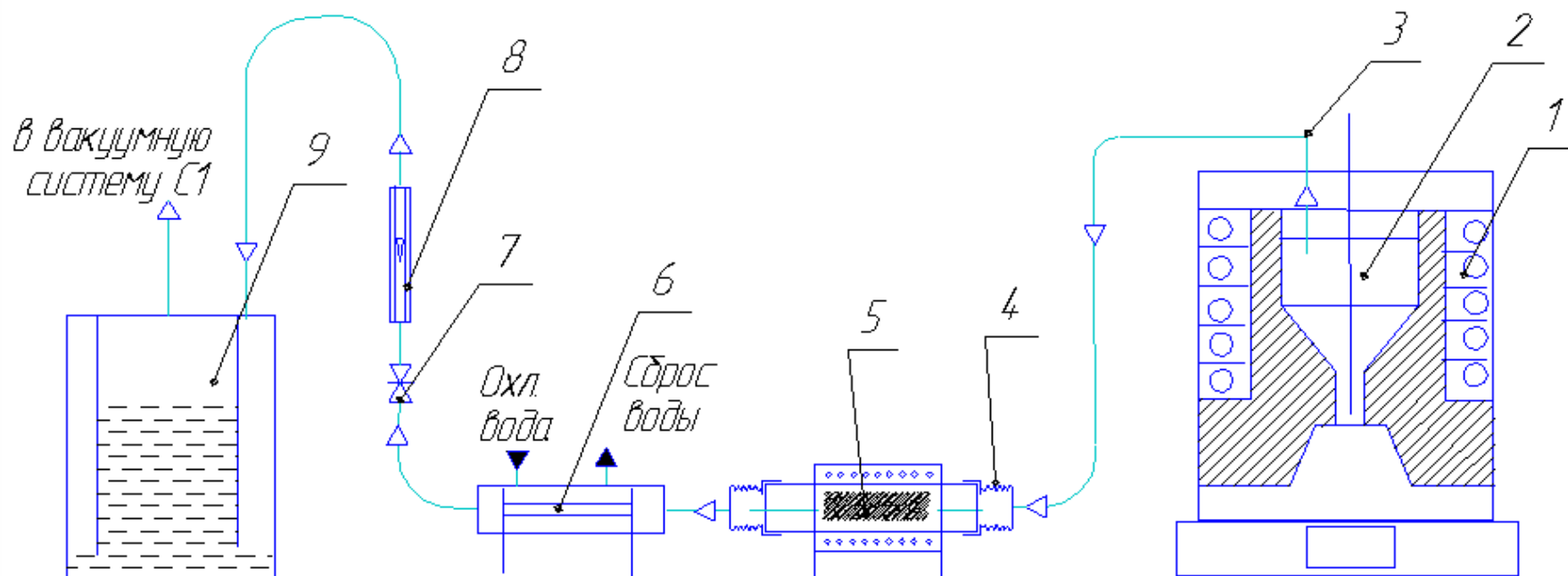
Чертеж фильтрэлемента с нагревателем: 1 и 9 – входной и выходной патрубки, 2 – керамический корпус фильтрэлемента, 3 – керамический корпус нагревателя, 4 – нагреватель фехралевый, 5 и 6 – датчики температуры терморегулятора и сигнализатора, 7 – выводы датчиков температуры, 8 – выводы нагревателя.

ВНЕШНИЙ ВИД ФИЛЬТРА-СОРБЕНТА



В одном фильтреlemente расположены
3 блочно-ячеистых фильтра-сорбента
размерами 35(d) × 50 (h) мм

Схема газоочистки на основе ВПЯМ



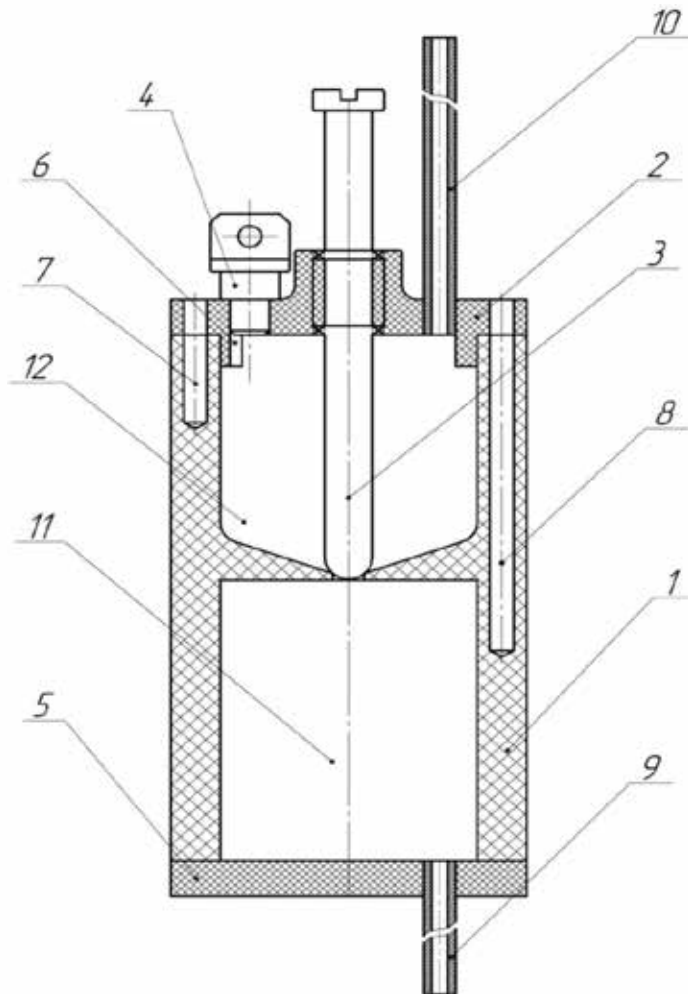
Локальная система газоочистки печи для варки стекла: 1 – электрическая печь сопротивления; 2 – тигель; 3 – газоход из нержавеющей стали; 4 – переходник сильфонный из нержавеющей стали; 5 – опытный высокотемпературный керамический фильтрэлемент; 6 – дефлегматор; 7 – вентиль ручной регулировочный; 8 – ротаметр типа РМ-0,63 ГУЗ; 9 – барботер водный.

Результаты испытаний:

Результаты измерений составили:

- для первого элемента по ходу газа – 5,8 Ки цезия-137;
- для второго – 2,4 Ки;
- для третьего – 0,5 Ки.

Новые технические решения при производстве ИИИ



- 1 – КОРПУС УСТРОЙСТВА;
- 2 – ВЕРХНЯЯ КРЫШКА;
- 3 – ШТОК ЗАПОРНОГО МЕХАНИЗМА;
- 4 – ПРОБКА ЗАГРУЗОЧНОЙ ГОРЛОВИНЫ;
- 5 – НИЖНЯЯ КРЫШКА;
- 6 – ОТВЕРСТИЕ ЗАГРУЗОЧНОЙ ГОРЛОВИНЫ;
- 7, 8 – ПРОХОДКИ В КОРПУСЕ ТИГЛЯ ДЛЯ ТЕРМОПАР;
- 9, 10 – ТРУБКИ ОТВОДА ГАЗОВ ИЗ ЗОН СЛИВА И ВАРКИ СООТВЕТСТВЕННО;
- 11 – КАМЕРА СЛИВА;
- 12 – ВАРОЧНАЯ КАМЕРА



ФГУП «НАЦИОНАЛЬНЫЙ ОПЕРАТОР
ПО ОБРАЩЕНИЮ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ»:



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

Основные положения отчета по обоснованию безопасности размещения и сооружения объекта на Нижне-Канском массиве

И.А. Пронь, А.В. Ткаченко, В.Ю. Коновалов



Этапы создания объекта – текущее виденье

- Ø Лицензирование деятельности по размещению и сооружению не относящегося к ядерным установкам пункта хранения РАО в составе подземной исследовательской лаборатории (далее - объекта)

- Ø Проведение исследований в подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) и за ее пределами для обоснования долговременной безопасности пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов



Статус работ и ближайшие планы

Основные результаты

Завершена разработка проектно-сметной документации (ПСД). Генпроектировщик – «ВНИПИпромтехнологии»

Проведена оценка воздействия объекта на окружающую среду (ОВОС), и разработаны материалы обоснования лицензии (МОЛ) на размещение и сооружение объекта

Согласована структура и содержание отчета по обоснованию безопасности, завершается разработка отчета по обоснованию безопасности размещения и сооружения объекта

План работ

Срок исполнения	Мероприятие
III-IV кв. 2015	Рассмотрение ПСД и результатов инженерных изысканий в ФАУ "Главгосэкспертиза России"
III-IV кв. 2015	Государственная экологическая экспертиза материалов обоснования лицензии
IV кв. 2015 – III кв. 2016	Подача заявки на получение лицензии на размещение и сооружение объекта, проведение экспертизы безопасности



НО РАО

Согласование основных положений по обоснованию безопасности с мировым опытом

- ∅ Учтены рекомендации документов МАГАТЭ:
 - ∅ SSR 5 «Захоронение радиоактивных отходов. Конкретные требования безопасности»
 - ∅ SSG-23 «Обоснование безопасности и оценка безопасности для захоронения радиоактивных отходов»
 - ∅ IAEA-TECDOC-1243 «Использование научных и технических результатов исследований в подземных исследовательских лабораториях для геологического захоронения радиоактивных отходов»
 - ∅ IAEA-TECDOC-1282 «Вопросы, связанные со стандартами безопасности геологического захоронения радиоактивных отходов»
- ∅ Учтен опыт зарубежных эксплуатирующих организаций по обоснованию безопасности подобных объектов: опыт сооружения и проведения исследований в ПИЛ, опыт обоснования безопасности в США, Финляндии, Японии, Странах Европейского Союза
- ∅ Рекомендации «Features, Events and Processes (FEPs) for Geologic Disposal of Radioactive Waste» European Nuclear Energy Agency



Учет требований федеральных норм и правил (ФНП) по обоснованию безопасности

- ∅ **ФНП, устанавливающие требования и рекомендации к содержанию ООБ других ОИАЭ**
 - ∅ НП-016-05 Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ)
 - ∅ НП-051-04 Требования к отчету по обоснованию безопасности ядерных установок ядерного топливного цикла
 - ∅ НП-066-05 Требования к отчету по обоснованию безопасности пунктов хранения ядерных материалов
 - ∅ РБ-058-10 Положение о структуре и содержании отчета по обоснованию безопасности приповерхностных пунктов захоронения радиоактивных отходов
- ∅ **ФНП по обеспечению безопасности при обращении с РАО, включая захоронение**
 - ∅ НП-055-14 Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности
 - ∅ НП-058-04 Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения
 - ∅ ОСПОРБ-99/2010. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности
- ∅ Учет внешних воздействий (НП-064-05, ПНАЭ Г-14-038-96)
- ∅ Правила физической защиты (НП-034-15, НП-083-07)
- ∅ Другие аспекты обеспечения безопасности (НП-063-05, НП-067-11, НП-077-06, НП-093-14, НП 090-11)



Обоснование безопасности на этапах создания объекта

Этап создания объекта	Обоснование эксплуатационной безопасности	Обоснование долговременной безопасности	Получение исходных данных
Размещение	Концепция обеспечения безопасности		Многолетние исследования на потенциально пригодных площадках
Сооружение	Оценка потенциальных дозовых нагрузок на персонал и население с учетом аварий	Модели вмещающей среды и прогнозы потенциальной миграции	Результаты инженерных изыскания и исследований на площадке
Эксплуатация в режиме ПИЛ	Демонстрация и оптимизация технологий	Модели оценки безопасности с учетом уточненных сведений о вмещающих породах	В ходе реализации программы исследований в ПИЛ и за ее пределами
Эксплуатация в режиме ПГЗРО ... Закрытие ПГЗРО	Установление контрольных уровней	Модели обоснования безопасного прекращения деятельности	Уточнение сведений о свойствах фактически размещенных отходов Продолжение наблюдений за массивом скальных пород, начатых в ПИЛ



НО РАО

Структура обоснования безопасности.

Основные характеристики объекта и места размещения

- Ø Место размещения, возможные негативные прогнозы изменения параметров среды
- Ø Возможные внешние воздействия (в эксплуатационный период и на долгосрочную перспективу)
- Ø Критерии безопасности для всех стадий жизненного цикла объекта
- Ø Технологические и вспомогательные системы объекта, системы обращения с РАО, планируемые к применению технические средства
- Ø Обоснование прочности, устойчивости и функционирования систем и элементов в том числе с учетом потенциальных внешних воздействий
- Ø Процессы, методы и средства управления и контроля на объекте
- Ø Потенциальные нештатные и аварийные ситуации, их последствия и планы ликвидации
- Ø Организационно-технические мероприятия по вводу в эксплуатацию и безопасной эксплуатации систем и элементов объекта, объекта в целом, обеспечению качества при выполнении работ



Структура обоснования безопасности.

Обоснование параметров безопасности

- ∅ Обоснование основных положений по закрытию объекта, включая объем, методы и средства радиационного контроля и мониторинга системы захоронения РАО при закрытии и после закрытия
- ∅ Обоснование долговременной радиационной безопасности объекта с учетом альтернативных сценариев эволюции системы захоронения РАО
- ∅ Обоснование классификации проектных и запроектных аварий
- ∅ Пределы и условия безопасной эксплуатации. Эксплуатационные пределы и условия
- ∅ Классификация систем и элементов объекта по влиянию на безопасность
- ∅ Обоснование критериев приемлемости РАО для захоронения
- ∅ Обоснование обеспечения ядерной безопасности объекта
- ∅ Обоснование достаточности методов и средств обеспечения радиационной безопасности в период эксплуатации, во время и после закрытия объекта, служб РБ и РК



Обоснование эксплуатационной безопасности

Оценка эксплуатационных доз для персонала в ходе выполнения технологических операций

- ∅ Доставка и разгрузка РАО
- ∅ Временное хранение РАО
- ∅ Загрузка РАО на горизонт захоронения
- ∅ Дополнительное затаривание РАО
- ∅ Загрузка РАО в выработки захоронения
- ∅ Обращение со вторичными РАО

С учетом потенциального облучения от выполнения работ в непосредственной близости от РАО, размещенных для временного хранения и захоронения, накопленных вторичных РАО

Оценка доз в ходе потенциально возможных аварий и ликвидации их последствий

- ∅ Падение упаковок с РАО
- ∅ Падение оборудования на упаковки с РАО
- ∅ Падение ЛА на объект

Оценка доз в ходе потенциально возможных инцидентов

- ∅ Отказы оборудования по переработке вторичных РАО
- ∅ Отказы систем обеспечения безопасности (вентиляции, РК)



Обоснование долговременной безопасности Сценарий нормальной эволюции ППЗРО

Моделирование деградации инженерных барьеров (ИБ)
Обоснование потенциальных форм миграции и модели источника

Моделирование миграции в ближней зоне
Обоснование потенциальных форм миграции и модели источника

Моделирование потока подземных вод (фильтрация)
Обоснование объемов подземных вод на глубине размещения сооружения, направлений, объемов и зон разгрузки

Моделирование потенциальной миграции загрязнения с потоком подземных вод
Обоснование баланса загрязнения, потенциально распространяющегося в геологической среде, зон и динамики потенциального поступления в биосферу

Моделирование распространения радионуклидов в биосфере с учетом пищевых цепочек
Обоснование потенциальных дозовых нагрузок на население

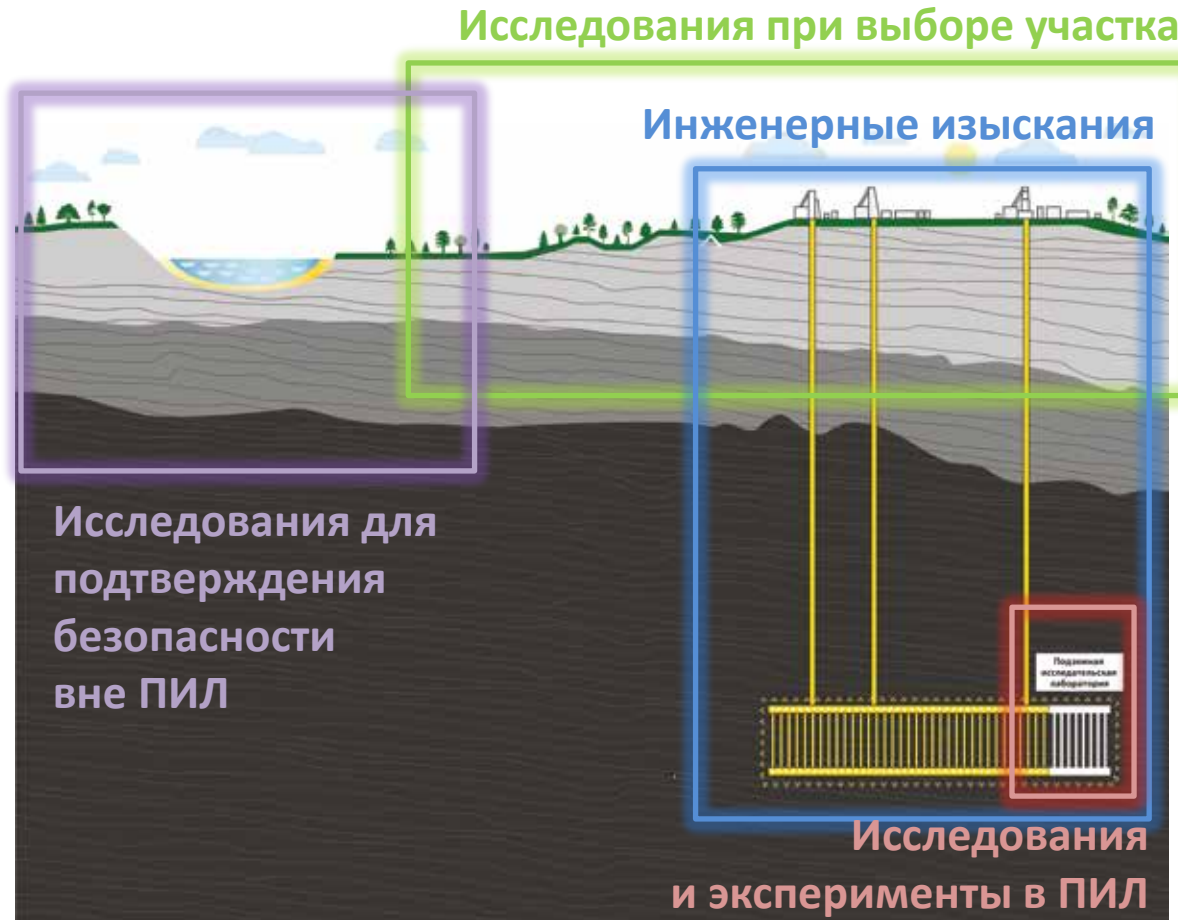
Учет техногенного влияния объекта на вмещающую среду (тепловых полей, зон техногенной нарушенности вмещающих пород)

Оценка в соответствии с:

НРБ 99/2009

ОСПОРБ-99/2010

Исследования и эксперименты в ходе обоснования безопасности





Цели создания подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ)

- Ø Уточнение характеристик вмещающего массива горных пород, подтверждения пригодности массива пород для безопасного глубинного захоронения долгоживущих РАО
- Ø Исследование, обоснование и оптимизация изолирующих свойств системы инженерных барьеров
- Ø Отработка и демонстрация безопасности технических решений и транспортно-технологических схем по строительству и эксплуатации будущего объекта захоронения РАО



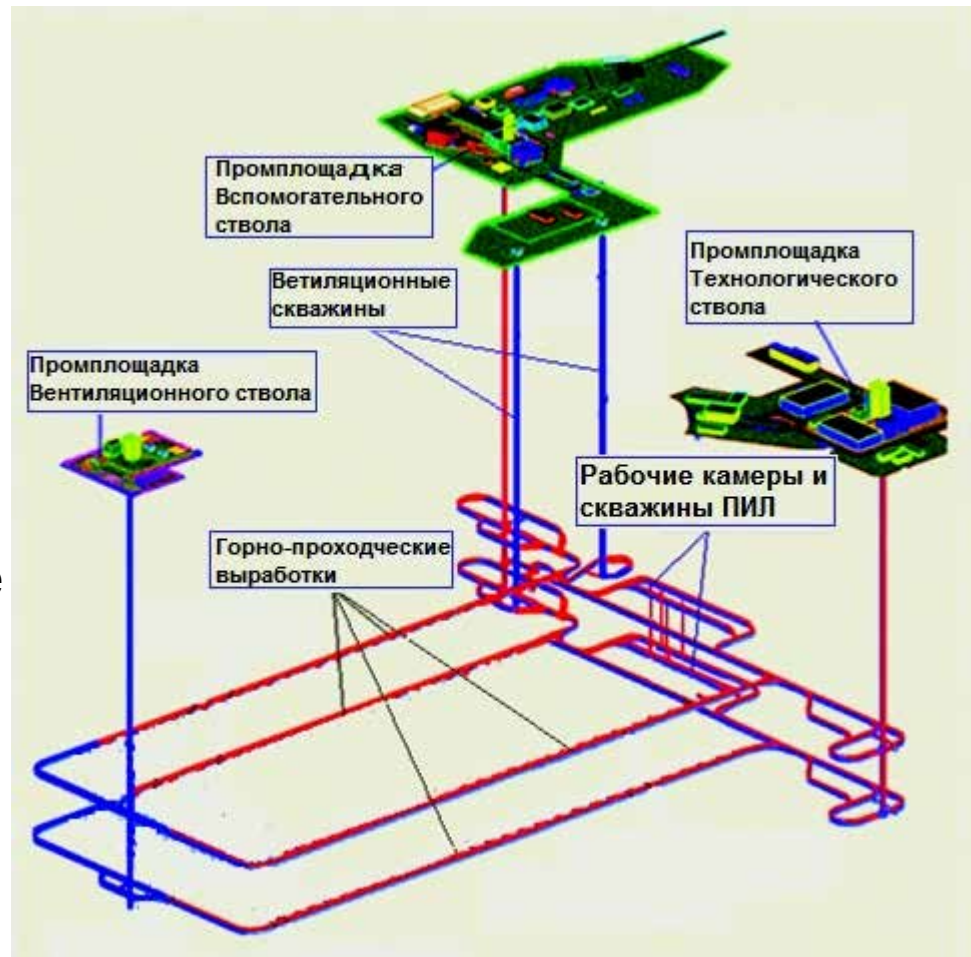
Схема подземной исследовательской лаборатории

Инфраструктурные объекты

- Три вертикальных ствола глубиной по 500 м сечением по 6.0 м
- Поверхностная инфраструктура, в том числе наземные здания и сооружения на приствольных площадках
- Горизонтальные горно-капитальные выработки сечением 20 м² общей длиной 5 000 м

Рабочие камеры и скважины ПИЛ

- Четыре горизонтальные выработки сечением 40-60 м² общей длиной 600 м и четыре вертикальные скважины глубиной по 75 м





НО РАО

Исследования в ПИЛ

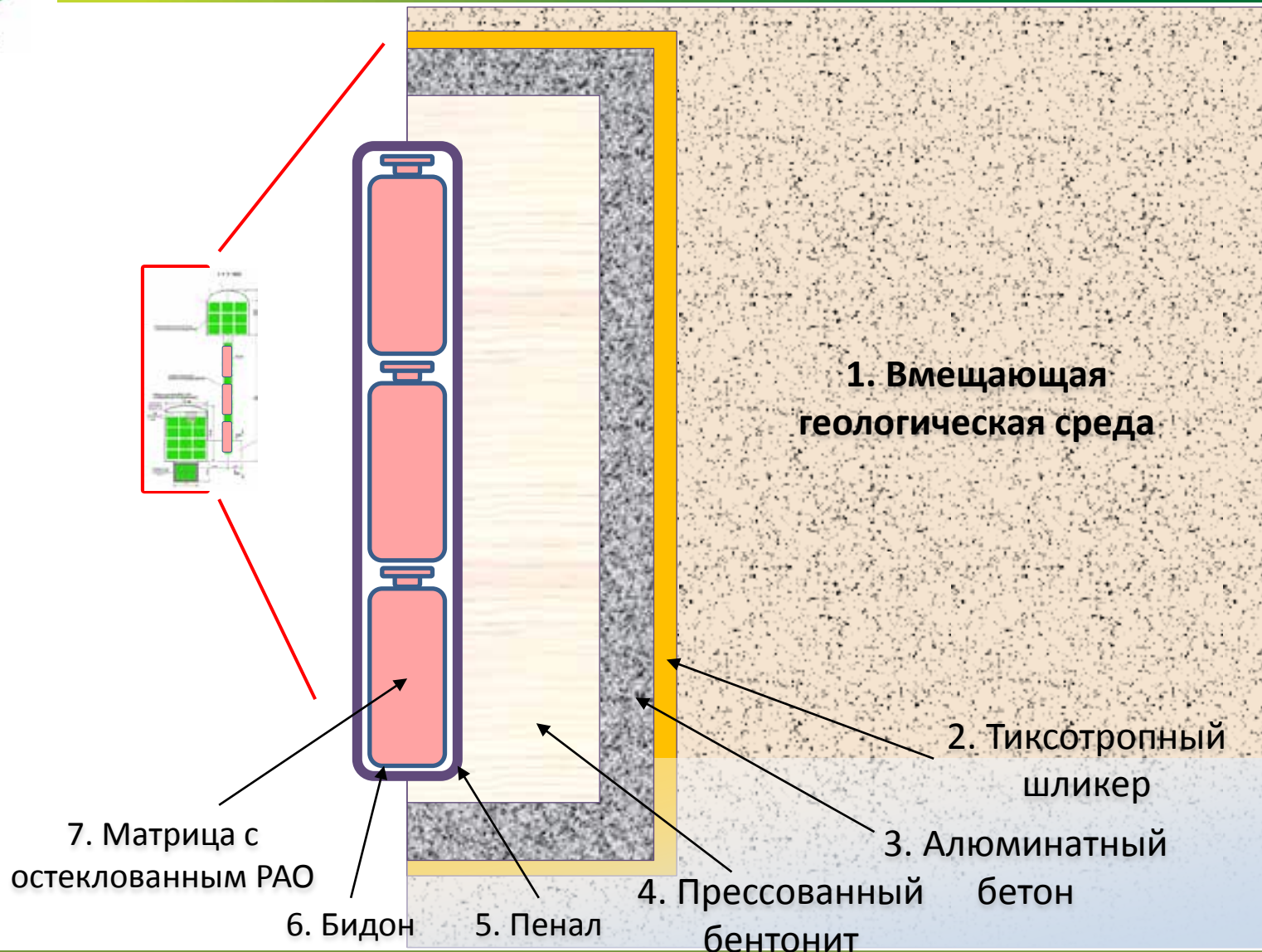
Геодинамические исследования	Определение параметров напряженно-деформированного состояния массива
	Определение сейсмических и геодинамических условий
Геомеханические исследования	Определение геологического строения, пространственного распределения и параметров областей повышенной трещиноватости
	Определение величин водопритоков
Буровые методы	Определение физико-механических характеристик приконтурных зон
	Исследования образцов пород, в том числе в зонах повышенной трещиноватости
Гидрогеологические исследования	Режимные (пьезометрические) наблюдения
	Проведение фильтрационных (гидравлических) опытов на кустах скважин
Гидрогеохимические исследования	Исследование окислительно-восстановительных условий
	Определение геохимических свойств и возраста подземных вод
	Оценка скорости выщелачивания и форм миграции
Радиометрические исследования	Изучение миграции трассеров (модельного загрязнения) в природных условиях
	Определение скорости деструкции материалов инженерных барьеров в условиях их взаимовлияния и взаимодействия с подземными водами
Трассерные тесты	Исследование влияния тепловых полей на инженерные барьеры и вмещающие горные породы
Специальные исследования	Испытания и демонстрации создания инженерных барьеров и их надежности
	Испытания и демонстрации создания подземных выработок для захоронения
Отработка технологических процессов	Испытания и демонстрации транспортно-технологических операций при захоронении имитаторов РАО



Выводы и результаты работ

- Ø В России отсутствуют федеральные нормы и правила, устанавливающие требования к ООБ пунктов глубинного захоронения радиоактивных отходов
- Ø Разработанная структура и основные положения ООБ учитывают требования Российских ФНП, рекомендации МАГАТЭ и опыт международных организаций
- Ø Проведено обсуждение структуры и содержания ООБ с Ростехнадзором для представления в составе заявления на получение лицензии на размещение и сооружение объекта

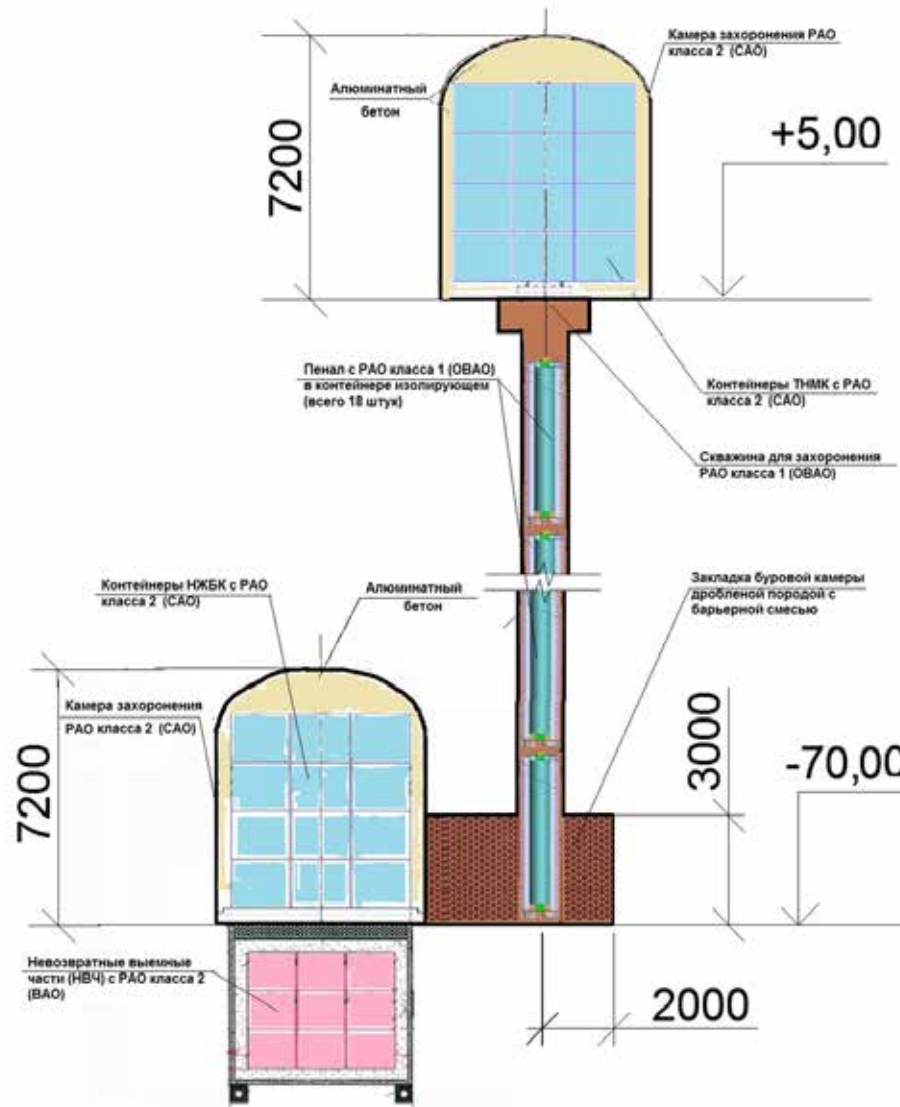
Обоснование и оптимизация инженерных барьеров





НО РАО

Размещение имитаторов РАО в выработках ПИЛ





Анализ проектных аварий

Иницирующие события	Обеспечение эксплуатационной безопасности	Обеспечение долговременной Безопасности
Внутренние события	Обоснование организационно-технических решений препятствующих возникновению или снижающих последствия	Прогнозирование изменения свойств ближней зоны в ходе исследований в ПИЛ
		Оптимизация системы инженерных барьеров
Внешние воздействия природного и техногенного происхождения	Учет внешних воздействий в проектных основах	Разработка сценариев эволюции, учитывающих всех потенциально неблагоприятные события, явления и факторы
	Оценка вероятности возникновения аварий и величины их потенциальных последствий	



Учет случайных событий и неопределенностей при оценке долговременной безопасности

Виды	Воздействия	Компенсирующие мероприятия
Воздействия человека	Взрывы и пожары по внешним причинам, падения летательных аппаратов	Глубина заложения объекта Консервация выработок захоронения в период закрытия
	Непреднамеренное вторжение	Сохранение сведений об объекте Отсутствие полезных ископаемых (в том числе потенциальных)
Неучтённые прогнозы эволюции условий размещения	Изменение климатических факторов и гидрогеологических условий	Консервативные сценарии эволюции системы захоронения
	Изменение вектора социально-экономического развития	Консервативные оценки потенциальных дозовых нагрузок на население
Необнаруженные особенности строения	Изменение скоростей и форм потенциального распространения загрязнения	Снижение уровней неопределенности в результате специальных исследований в подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ)



Дополнительные специальные исследования в районе размещения ПИЛ

- ∅ Исследования в скважинах с поверхности вне границ участка размещения объекта
 - ∅ по определению возраста подземных вод на различных глубинах
 - ∅ для подтверждения нисходящего характера инфильтрации подземных вод
- ∅ Уточнение взаимного расположения и гидрогеологических характеристик протяженных зон повышенной трещиноватости за пределами объекта на направлениях движения подземных вод к местам потенциальной разгрузки
- ∅ Выявление расположения и исследование гидрогеологических характеристик крутопадающих зон трещиноватости между объектом и Енисеем (за пределами объекта)
- ∅ Исследования характеристик массива пород и заполнителей трещин в крутопадающей разломной зоне на правом берегу р. Енисей
- ∅ Исследование биосферных параметров в приповерхностной зоне на правом берегу р. Енисей
- ∅ Уточнение сейсмических и геодинамических условий а также современных тектонических процессов на участке размещения объекта, в том числе на поверхности и на глубине расположения подземных сооружений



НО РАО

Исследования для обоснования безопасности объекта вне ПИЛ

Исследования РАО, формы кондиционирования и упаковок

- ∅ Исследование и оптимизация изолирующих свойств инженерных барьеров (контейнеров, материалов-заполнителей), включая: газовую проницаемость; взаимодействие с наполнителем, которым будет заполняться пространство между контейнерами; оценку влияния на стойкость барьеров биодеградаци.
- ∅ Оценка скорости выщелачивания радионуклидов из матричных материалов с использованием реальных образцов подземных вод, отобранных в ПИЛ
- ∅ Исследование и обоснование содержания долгоживущих радионуклидов в РАО, подготавливаемых для захоронения на объекте

Развитие концепции и средств для обоснования безопасности

- ∅ Разработка и аттестация специальных программных средств для реализации математических моделей оценки и обоснования долговременной безопасности объекта
- ∅ Независимая верификация методов исследования, разработанных математических моделей, результатов исследований в ПИЛ и районе размещения
- ∅ Прогнозирование изменения климата и возможного влияния на безопасность объекта



Министерство природных ресурсов и экологии Российской Федерации
Федеральное агентство по недропользованию

Федеральное государственное унитарное геологическое предприятие
«Гидроспецгеология»

ВОПРОСЫ ГЕОЭКОЛОГИЧЕСКОГО ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯРОО

(на примере ЯРОО ФГУП «ПО «Маяк»)

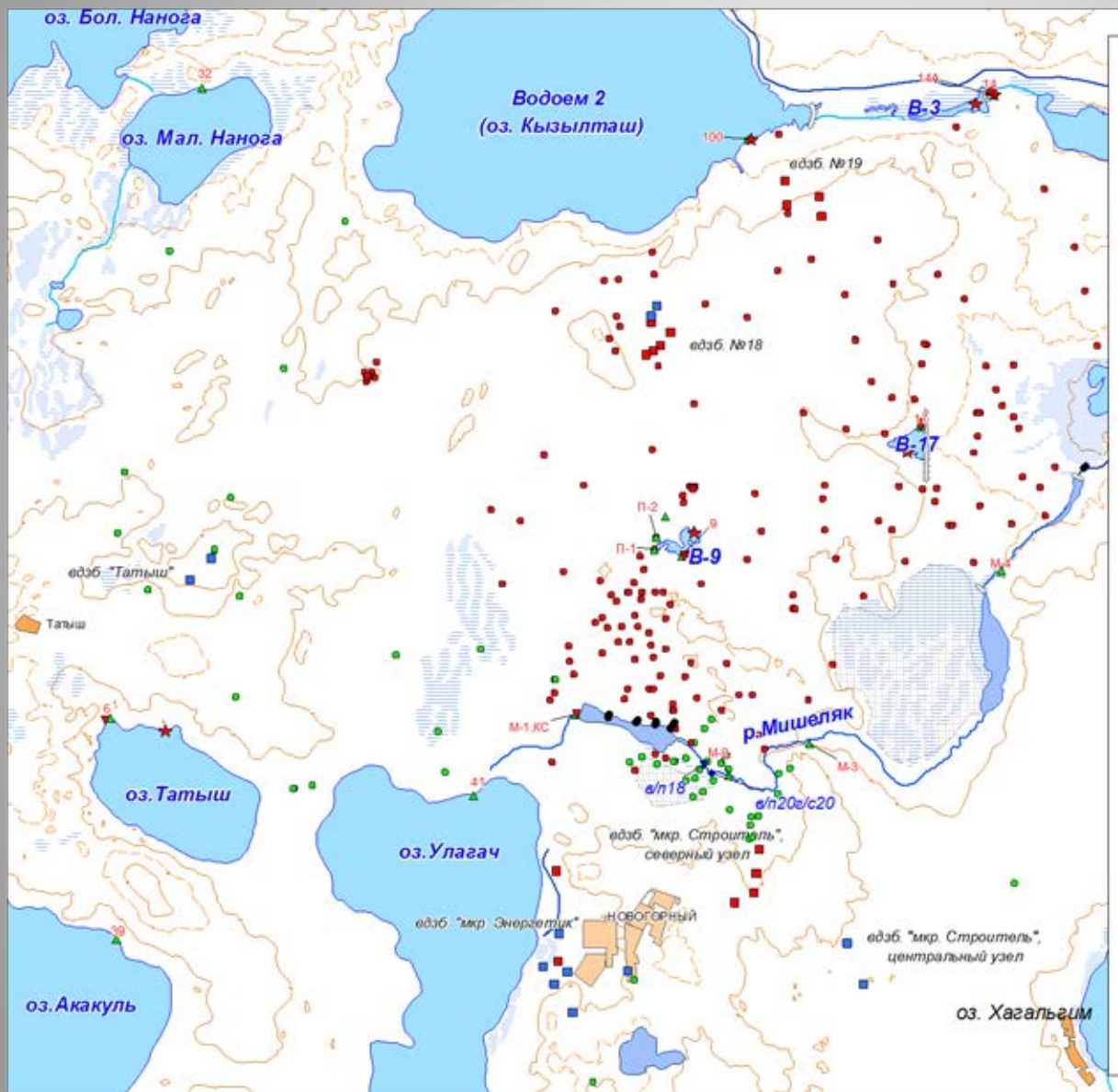
А.А.Куваев

Х Юбилейная Российская научная конференция
«Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных
технологиях»

Москва, 24/09/2015 г.



Расположение пунктов объектного мониторинга геологической среды участка «Междуречье»



Точки контроля поверхностных вод, в скобках - их количество

- ▼ Водопост ФГУП "ПО "Маяк" (4)
- ▲ 23 Точка отбора проб ФГУП "ПО "Маяк" и её номер (16)
- ◆ в/п 18 Водопост ФГУПП "Гидроспецгеология" и его номер
- ◆ в/п 20а/с20 Водопост с гидроствором ФГУПП "Гидроспецгеология" и их номера
- Точка отбора проб ФГУПП "Гидроспецгеология" (12)
- ★ Сбросы промышленные

Точки контроля подземных вод, в скобках - их количество

Действующие наблюдательные скважины:

- а) ● а) режимные скважины ФГУП "ПО "Маяк" (167),
- б) ● б) режимные скважины ФГУПП "Гидроспецгеология" (55)

Водозаборные скважины

- а) ■ а) действующие,
- б) ■ б) законсервированные

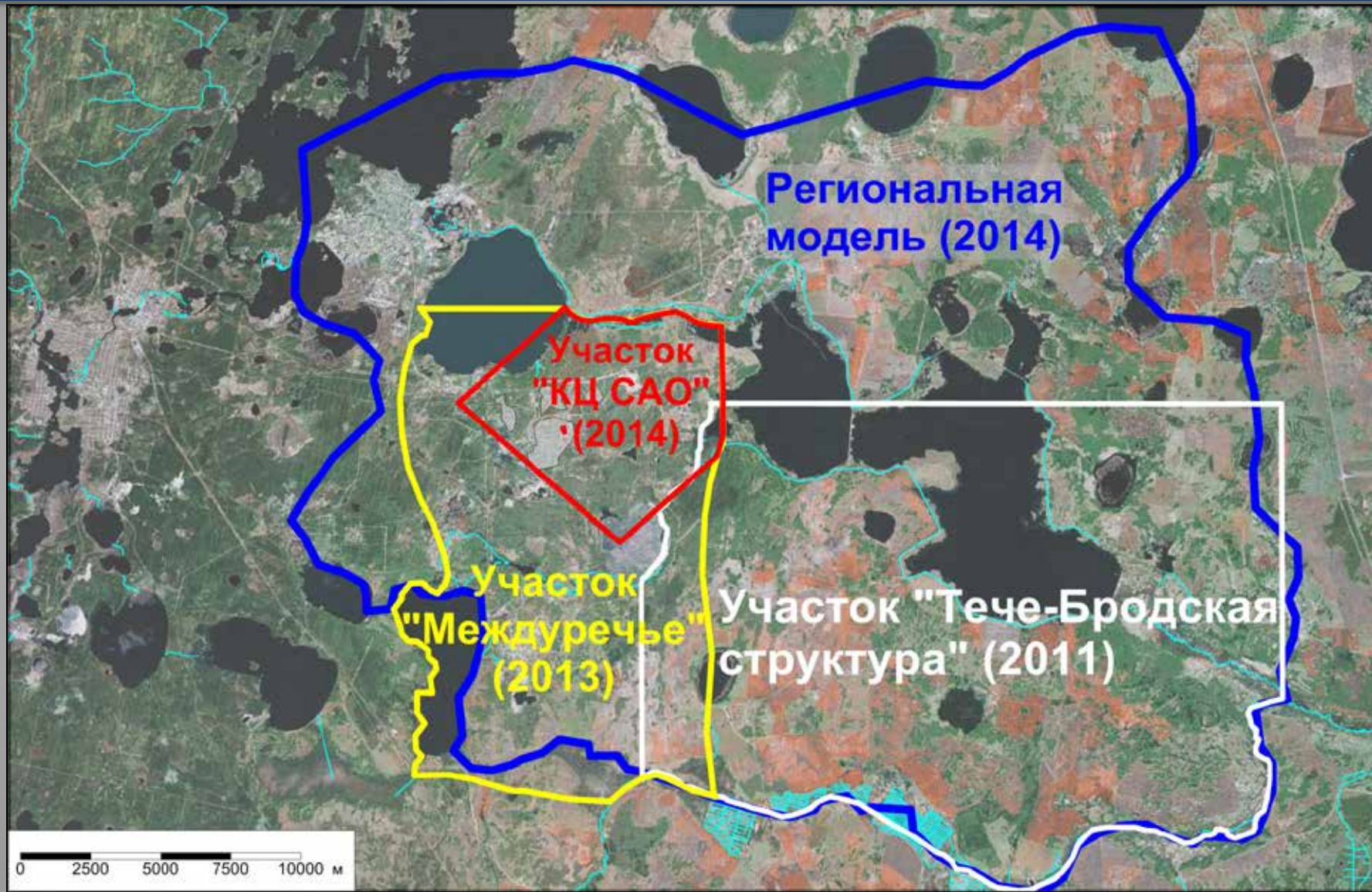


Схема расположения пунктов объектного Мониторинга в районе ТКВ





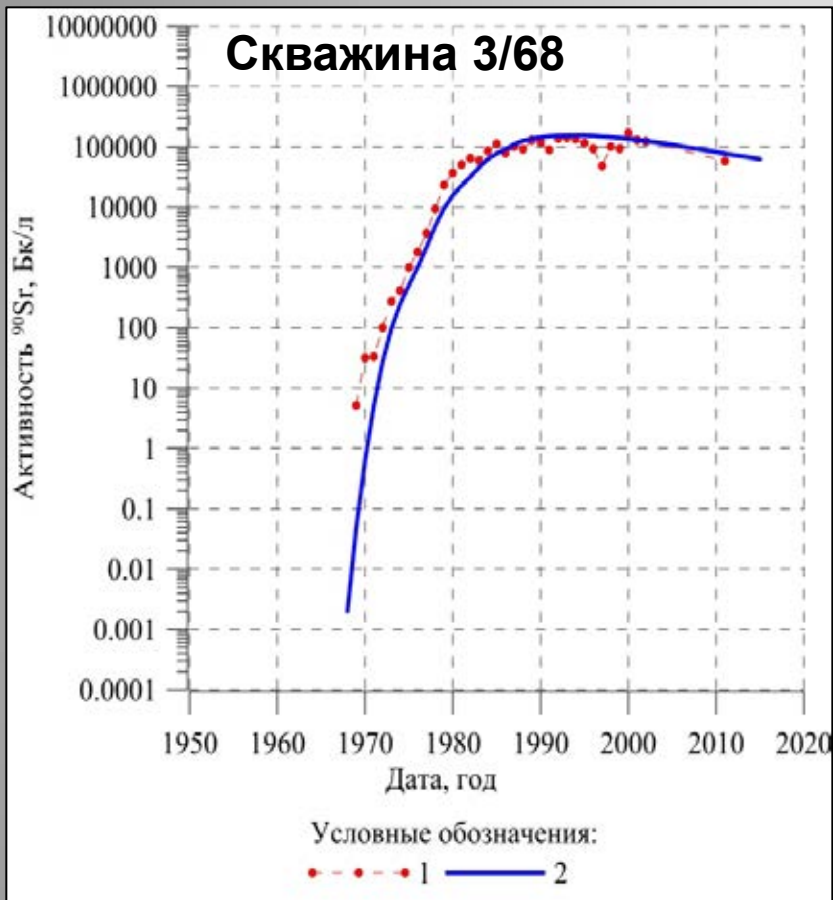
Адаптированные модели объектов ФГУП «ПО «Маяк», разработанные на базе АИС ОМСН и ИАС РЭМ



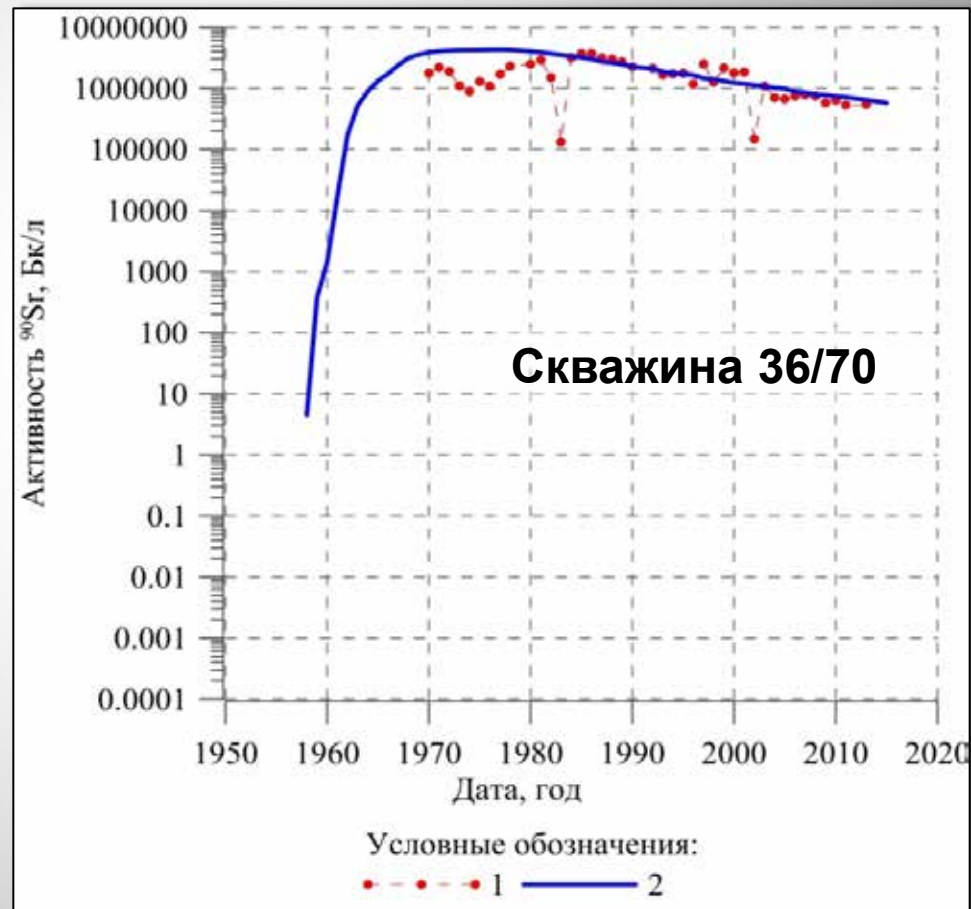


Результаты калибровки геомиграционной модели на участке водоема-9 (оз. Карачай)

Скважина 3/68

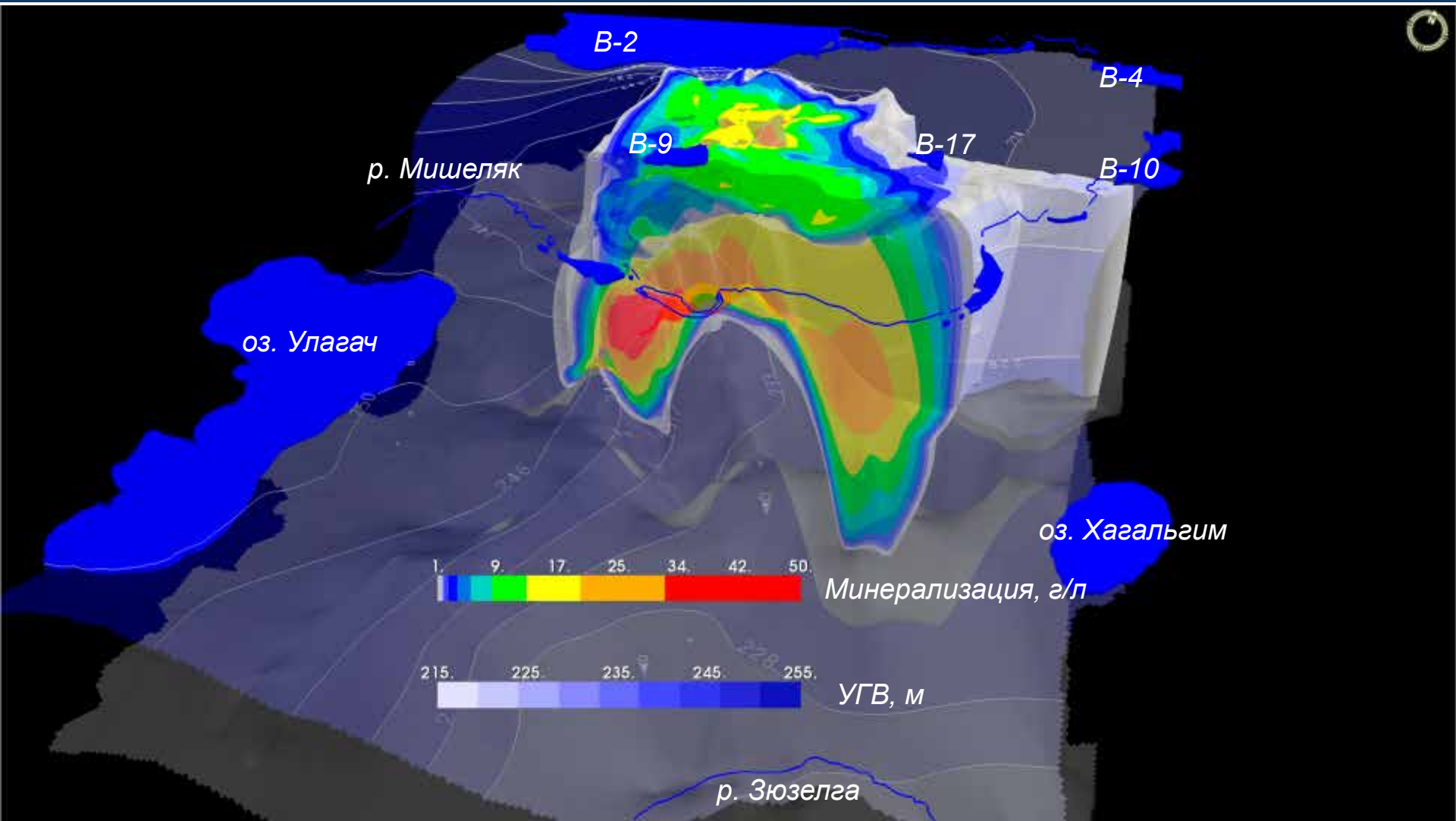


Скважина 36/70



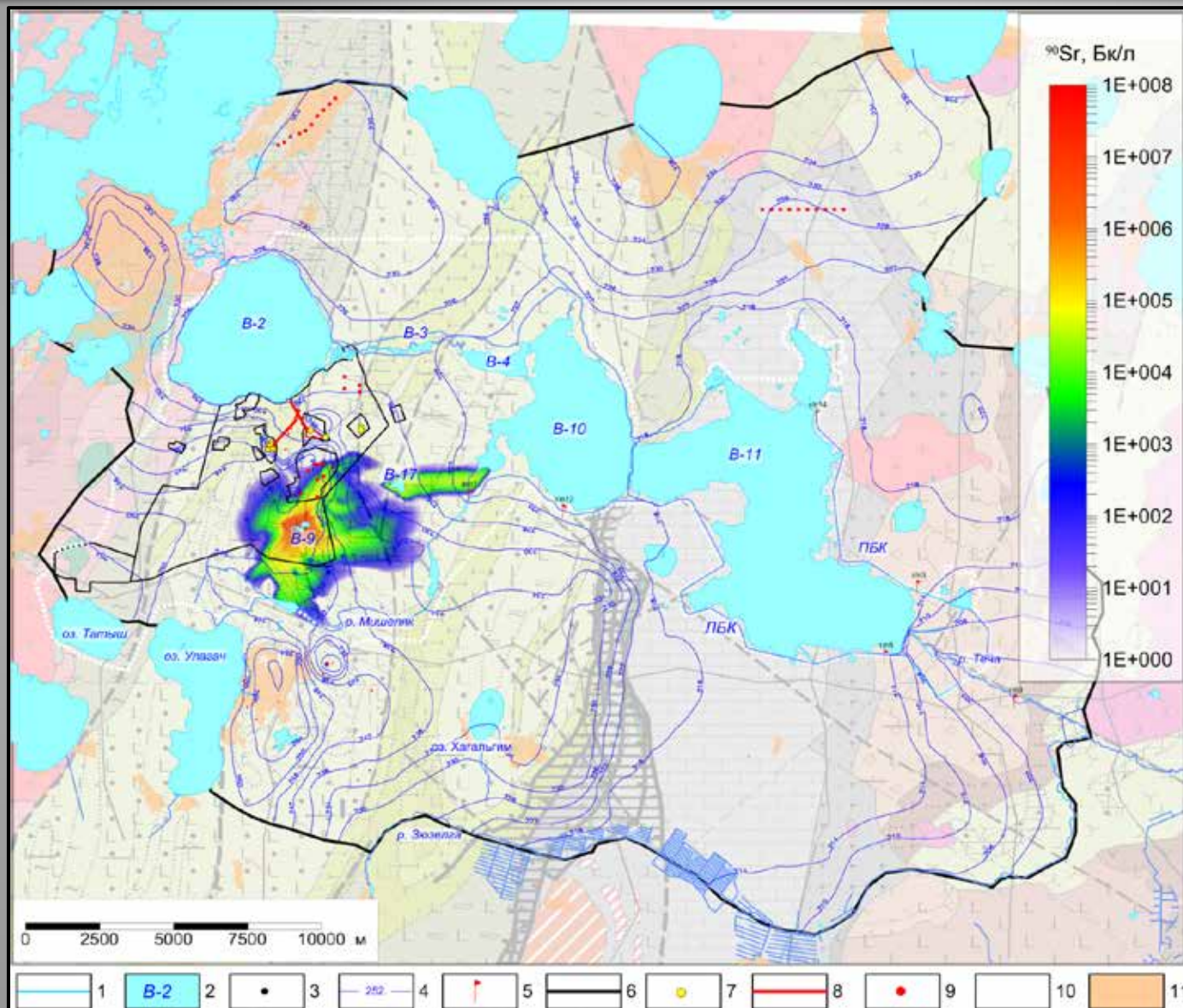


Линза промышленных рассолов в районе водоема-9 по состоянию на 2014 год (результаты моделирования)





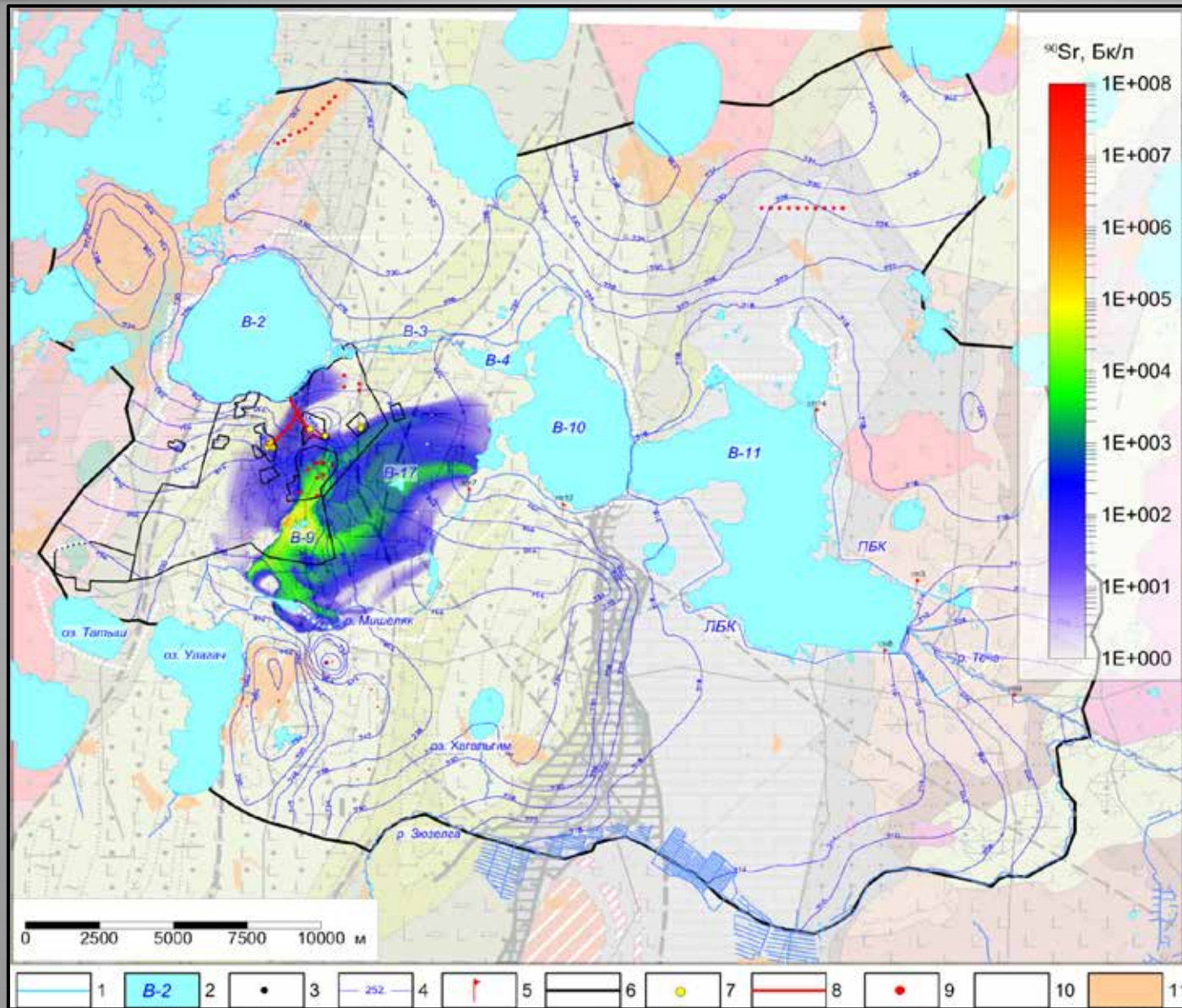
Содержание стронция-90 в верхней части толщи порфиритов в 2014 году (результаты моделирования)



- 1 – водотоки;
- 2 – водоёмы;
- 3 – скважины;
- 4 – гидроизогипсы;
- 5 – гидропосты;
- 6 – границы региональной модели;
- 7 – реакторы;
- 8 – линии «Метро»;
- 9 – водозаборные скважины;
- 10 – промплощадки;
- 11 – населенные пункты



Прогноз содержания стронция-90 в верхней части толщи порфиритов в 2114 году (результаты моделирования)



- 1 – водотоки;
- 2 – водоёмы;
- 3 – скважины;
- 4 – гидроизогипсы;
- 5 – гидропосты;
- 6 – границы региональной модели;
- 7 – реакторы;
- 8 – линии «Метро»;
- 9 – водозаборные скважины;
- 10 – промплощадки;
- 11 – населенные пункты



Прогноз выноса стронция-90 в р. Мишеляк при различных сценариях эксплуатации ТКВ

1

•Предприятие работает, утечки из водонесущих коммуникаций ликвидированы, сбросы после очистки отведены в ЛБК, промышленные водоемы эксплуатируются за исключением В-9 и В-17

•Водность высокая

2

•Промышленная деятельность прекращена, промышленные водоемы эксплуатируются за исключением В-9 и В-17

•Водность низкая

3

•Промышленная деятельность прекращена, промышленные водоемы эксплуатируются за исключением В-9 и В-17

•Водность высокая

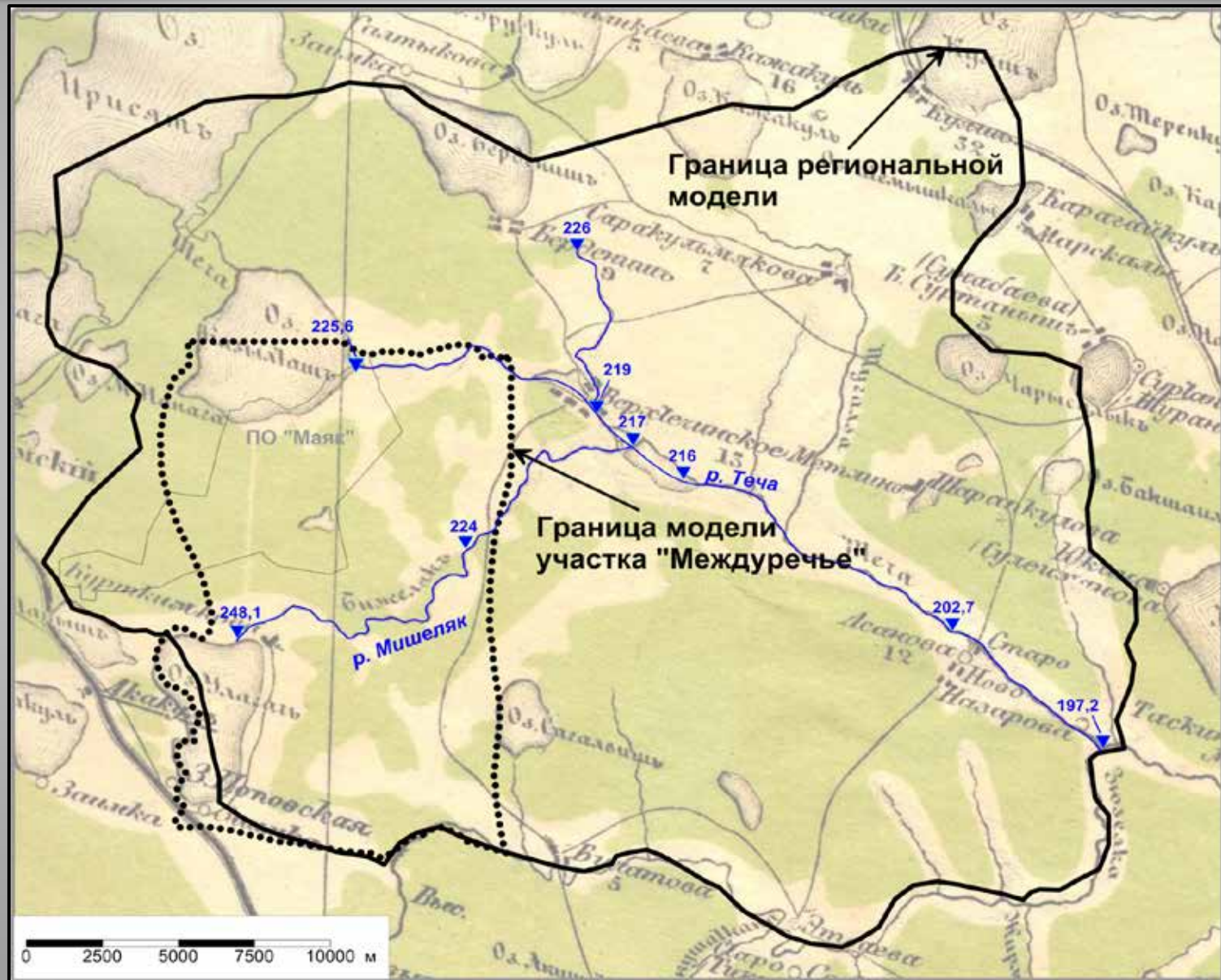
4

•Промышленные водоемы ТКВ ликвидированы, р. Мишеляк и р. Теча текут в их естественных руслах

•Водность средняя

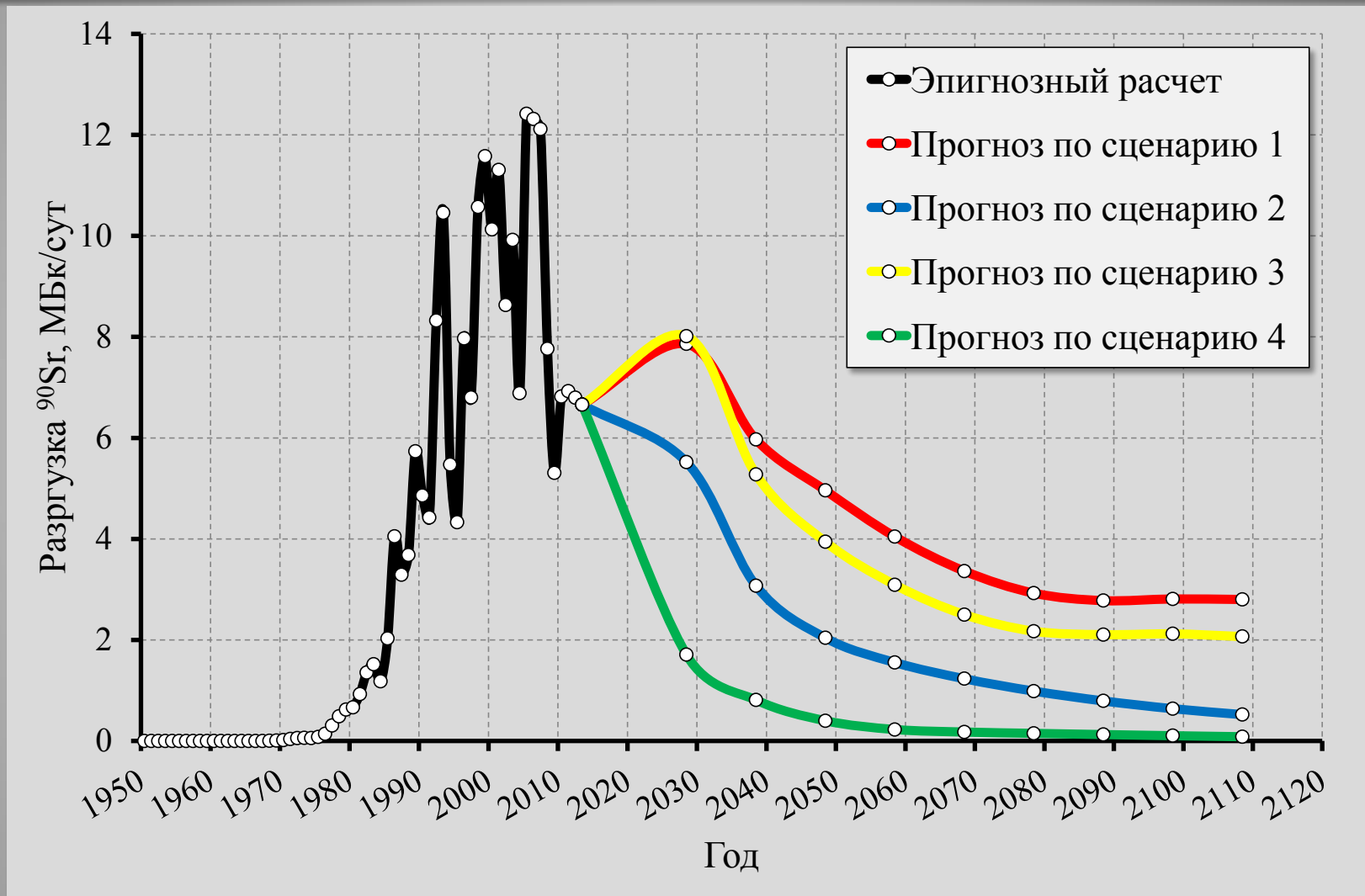


Фрагмент географической карты территория ТКВ 1874 г. (показаны естественные уровни р. Теча и р. Мишеляк)





Результат (прогноз выхода стронция-90 в р. Мишеляк)



Прогнозная среднегодовая удельная активность стронция-90 в р. Мишеляк (0.6 Бк/кг) после 2040 г. не превысит допустимых норм (4.9 Бк/кг) даже при самом консервативном сценарии



Долгосрочный прогноз воздействия проектируемого Комплекса цементации САО (КЦ САО) на подземные и поверхностные воды при запроектных сценариях



- синие линии - гидроизогиПСЫ;
- цветная шкала - удельная активность ^{239}Pu в подземных водах в относительных единицах



ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Система гидрогеологических ПДМ ФГУП «ПО «Маяк», основанная на данных АИС ОМСН и ИАС РЭМ, позволяет решать жизненно важные задачи по оценке воздействия объектов ФГУП «ПО «Маяк» подземные и поверхностные воды и выводу ЯРОО из эксплуатации.



ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»

Реабилитация объектов наследия в рамках ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года»

Докладчик: *Д.Б. Мальцев*

24.09.2015

Индикатор 1: Строительство и реконструкция объектов инфраструктуры по обращению с отработавшим ядерным топливом, радиоактивными отходами

Показатель «Ввод в эксплуатацию мощностей хранилищ ОЯТ»

Показатель «Ввод в эксплуатацию мощностей хранилищ РАО»

Индикатор 2: Вывод ядерно и радиационно опасных объектов из эксплуатации и реабилитация территорий

Показатель «Проведение инвентаризации ЯРОО»

Показатель «Подготовка к выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов»

Показатель «Ликвидация ядерно и радиационно опасных объектов»

Показатель «Освобождение мест хранения отработавшего ядерного топлива с целью повышения безопасности объектов временного размещения»

Показатель «Активность РАО, переведенных в экологически безопасное состояние (10^{18} Бк)»

Показатель «Реабилитация радиационно загрязненных территорий»

Индикатор 3. Создание и развитие единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации

Показатель «Создание и развитие ведомственных подсистем Единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации»

Показатель «Создание и развитие региональных подсистем единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки на территории Российской Федерации»

Показатель «Ввод в эксплуатацию мощностей хранилищ РАО»

Созданы:

55 200 м³ на 01.07.2015

165 000 м³ к 31.12.2015

- хранилища РАО в Саратовском, Свердловском, Ленинградском, Хабаровском, Казанском, Челябинском и Благовещенском отделениях **ФГУП «РосРАО»**,
 - приповерхностные пункты захоронения РАО в г. Новоуральск (**ФГУП «НО РАО»**) Свердловской области и на **ФГУП «ПО «Маяк»**,
 - комплекс цементированья жидких и гетерогенных среднеактивных отходов и хранилище остеклованных РАО на **ФГУП «ПО «Маяк»**,
 - объекты на **ФГУП «ГХК»** и в **АО «ГНЦ НИИАР»**.
-
- реконструированы временные хранилища ТРО **ОАО «Центр судоремонта «Звездочка»** и **«Судоремонтного завода «Нерпа»**,
 - переоборудовано временное хранилище ТРО **«ГНЦ РФ ИТЭФ»**.

Показатель «Проведение инвентаризации ЯРОО»

2012 год – 170 объектов в рамках мероприятия «Инвентаризация состояния ядерно и радиационно опасных объектов и выработка технических решений в отношении объектов атомной отрасли»

2013 год – 228 объектов (работы в рамках мероприятия «Проведение технической и радиозэкологической инвентаризации объектов подземных ядерных взрывов в мирных целях»)

2014 год – первичная регистрация РАО и установление мест их размещения – 809 пунктов размещения

01.07.2015 – инвентаризировано 582 объекта

31.12.2015 – 582 объекта

Показатель «Подготовка к выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов»

2008-2011 годы – 90 объектов

(ФГУП «ГХК», ФГУП «ПО «Маяк», АО «СХК», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», АО «ГНЦ НИИАР», ФГУП «ПО «Старт», ФГУП «ЭХП», АО «ЧМЗ», БАЭС, НВ АЭС, АО «ВНИИНМ», АО «МСЗ», ФГУП «Атомфлот»)

2012-2013 годы – 58 объектов

(ФГУП «ГХК», НИЦ «Курчатовский институт», бывш. ГП «Алмаз», ФГУП «РосРАО», ФГУП «Атомфлот», ФМБА)

2014 год – 23 объекта

(ФГУП «ГХК», ФГУП «РосРАО», РАН)

01.07.2015 – 174 объекта

31.12. 2015 – 188 объектов

Показатель «Ликвидация ядерно и радиационно опасных объектов»

2008-2011 годы – 10 объектов ликвидировано

(ФГУП «ГХК», ОАО «ХМЗ», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», ФГУП «НИИП», ФГБУ «ГНЦ РФ ИФВЭ», АО «НИИТФА», ФМБА)

2012-2015 годы

объекты ФГУП «ПО «Маяк», АО «СХК», ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», АО «ГНЦ НИИАР», АО «ЧМЗ», БАЭС, АО «ВНИИНМ», ФГБУ «ГНЦ РФ ИФВЭ», ОАО ВНИИХТ, ФГУП «ПО «Север», ФГУП «РосРАО», ОАО «СМСП», НИЦ «Курчатовский институт» ФГУП «НИИП», РАН, ФМБА

01.07.2015 – 30 объектов

31.12.2015 – 53 объекта

Показатель «Освобождение мест хранения отработавшего ядерного топлива с целью повышения безопасности объектов временного размещения»

К 2014 году было вывезено **14112 штук ОТВС** (ОЯТ ВВЭР-1000, РБМК-1000, ВВЭР-440, БН-600 и исследовательских реакторов)

01.07.2015 – **25286 штук ОТВС**

31.12.2015 – **29386 штук ОТВС**

Уровень заполнения хранилищ снижен до 74%. Введено «сухое» хранилище. Начат вывоз ОЯТ с КуАЭС и ЛАЭС.

Показатель «Активность РАО, переведенных в экологически безопасное состояние (10^{18} Бк)»

до 2011 г. выполнение обеспечивалось реализацией **более 40 мероприятий ФЦП**

2011 год – $7,3 \cdot 10^{18}$ Бк

2012 год – $9,5 \times 10^{18}$ Бк

2013 год – $24,9 \times 10^{18}$ Бк

2014 год – не предусмотрено

2015 год – запланировано

01.07.2015 – $24,9 \times 10^{18}$ Бк

31.12.2015 – $32,1 \times 10^{18}$ Бк

выполнение 17 мероприятий ФЦП

Показатель «Реабилитация радиационно загрязненных территорий»

2008-2012 годы – 200 тыс. кв. м

В 2013 году – 380 тыс. кв. м

2014-2015 годы

- Консервация водоема В-9 (оз. Карачай), 3-я очередь ФГУП "ПО "Маяк" (г. Озерск, Челябинская область) – Теченский каскад
- Рекультивация хвостохранилища, объектов гидрометаллургического завода и урановых рудников № 1 и 2, включая проектно-изыскательские работы, бывшего государственного предприятия "Алмаз" (г. Лермонтов, Ставропольский край)
- Рекультивация хвостохранилища обогатительной фабрики бывшего Новотроицкого рудоуправления и территории (пос. Новотроицк, Забайкальский край)
- Реабилитация территорий субъектов Российской Федерации

01.07.2015 – 824 000 м²

31.12.2015 – 2 699 200 м²

- Положено начало созданию инфраструктуры по обращению с ОЯТ, в результате чего снят риск остановки АЭС из-за переполнения пристанционных хранилищ
- ликвидировано 4 наиболее опасных водоёма – открытые хранилища РАО, разработан проект ПЗРО ВАО
- Теченский каскад переведён в контролируемое состояние
- выведено из эксплуатации 53 ядерно и радиационно опасных объекта (ЯРОО), получен реальный опыт вывода ЯРОО из эксплуатации
- реабилитировано 2,7 млн кв. м радиационно загрязнённых территорий

01.07.2015 – 71,2 % исполнение ФЦП

31.12. 2015 – 108,5% исполнение ФЦП

СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ ПАРАМЕТРОВ ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ОТРАБОТАВШИМИ ВЫЕМНЫМИ ЧАСТЯМИ РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ АПЛ В П.ГРЕМИХА

**С.А.Николаев, В.А.Чернов, В.С.Волков,
А.В.Мастеров, С.Г.Исаев, Н.В.Кузин
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск**



В настоящее время в отделении Гремиха СЗЦ «СевРАО» - филиала ФГУП «РосРАО» выполняются работы по обращению с отработавшими выемными частями (ОВЧ) и отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) реакторов с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) АПЛ класса «Альфа», а именно:

- § временное хранение ОВЧ в ячейках хранилища Х-2;
- § разборка ОВЧ с извлечением отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в виде отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС);
- § временное хранение ОТВС в контейнерах ТК 6, загрузка ОТВС в транспортные упаковочные комплекты ТУК-108/1 с последующей транспортировкой во ФГУП «Атомфлот» для временного хранения и далее во ФГУП «Маяк» для переработки.

Кроме этого, до 2012 года производилась выгрузка ОВЧ из реакторных отсеков АПЛ.



Наиболее ядерно- и радиационно-опасными работами из вышеназванных в настоящее время являются операции с ОВЧ – временное хранение и разборка ОВЧ. Для контроля параметров ядерной и радиационной безопасности при обращении с ОВЧ разработаны:

- § **единая система контроля состояния активных зон выгруженных ОВЧ АПЛ класса «Альфа» в ячейках хранилищ X-1 и X-2 БТБ п.Гремиха (ЕСК);**
- § **нештатная система температурного контроля активной зоны в ячейке X-1 при разогреве сплава в баке (СКТ);**
- § **система контроля нейтронного потока активной зоны в ячейке X-1 при разогреве сплава в баке (СКНП-Р);**
- § **система контроля нейтронного потока при подготовке к выгрузке, выгрузке реактора из блока и ОТВС из реактора (СКНП-900).**

Единая система контроля состояния активных зон выгруженных ОВЧ АПЛ класса «Альфа» в ячейках хранилищ Х-1 и Х-2 БТБ п.Гремиха

Целью применения единой системы контроля состояния активных зон выгруженных ОВЧ АПЛ класса «Альфа» в ячейках хранилищ Х1 и Х2 в БТБ п. Гремиха является:

- | создание безопасных (в ядерном отношении) условий длительного хранения (до 2020 года) выгруженных ОВЧ, в том числе с постоянным контролем физического состояния активных зон и факторов, влияющих на их подкритичность;
- | контроль за возникновением СЦР.

ЕСК предназначена для регистрации, обработки и представления информации о:

- § относительных значениях плотности потока нейтронов каждой выгруженной ОВЧ;
- § температурах во входном и выходном воздуховодах ячеек хранения каждой выгруженной ОВЧ;
- § наличию и удалению воды из ячеек хранилища;
- § дозиметрической информации по гамма-излучению о состоянии ячеек хранилищ;
- § обнаружении СЦР в ячейках хранилищ и выдаче аварийных сигналов о необходимости эвакуации работников из ядерно-опасной зоны.

Здание управления



3

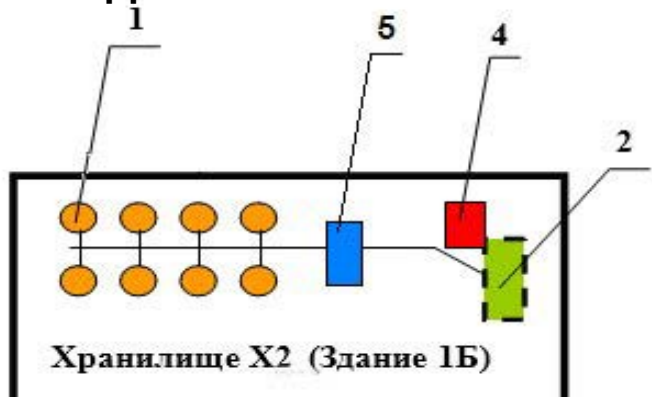
- 1 – ячейка хранилища ОВЧ;
- 2 – измерительно-вычислительный комплекс;
- 3 – блок приема, накопления и отображения информации;
- 4 – блок внешней сигнализации САС СЦР;
- 5 – шкаф контроля воды СКУВ

Схема размещения оборудования ЕСК

3



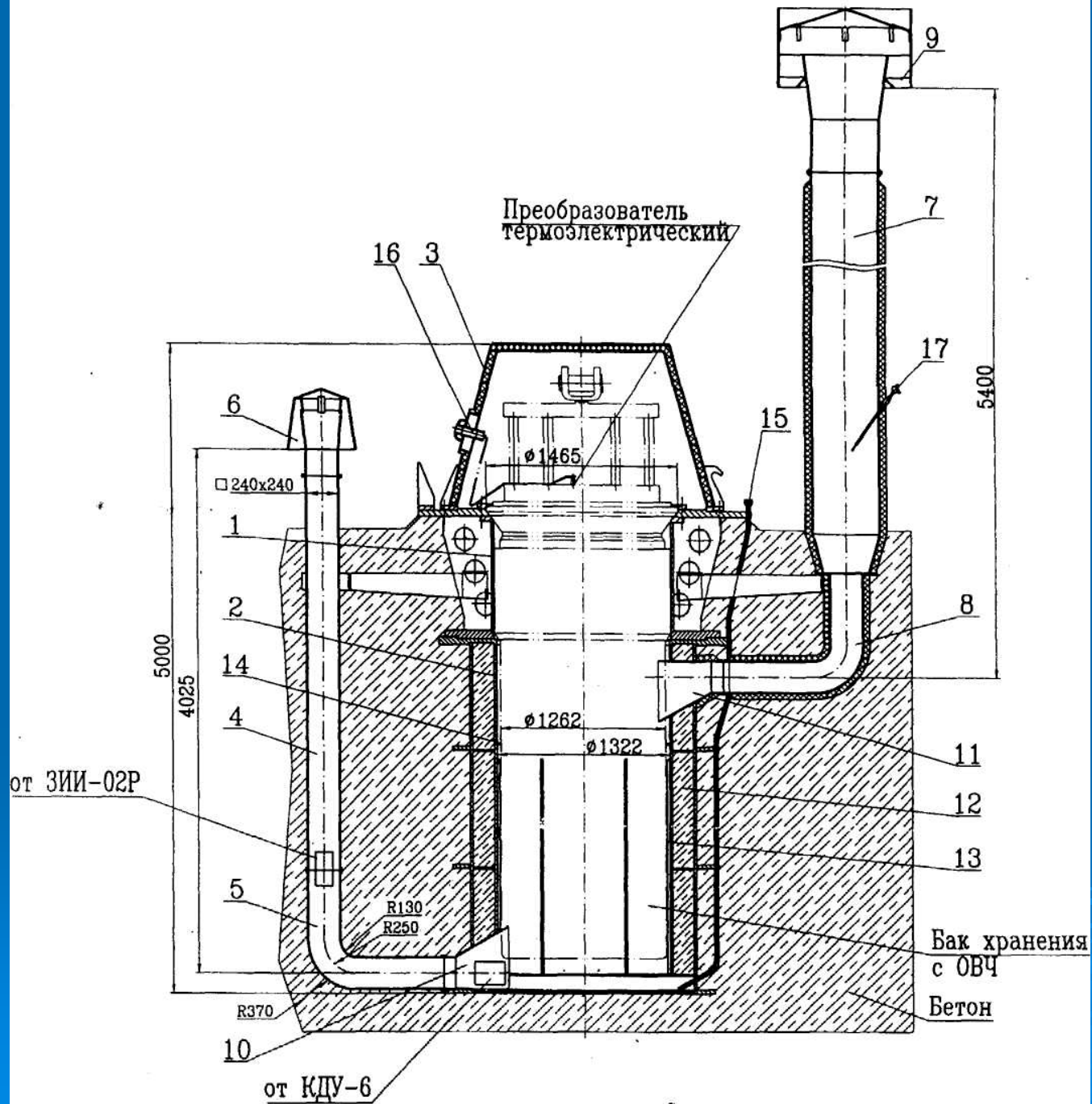
Здание ПРК-1





Хранилище Х-2 ОВЧ





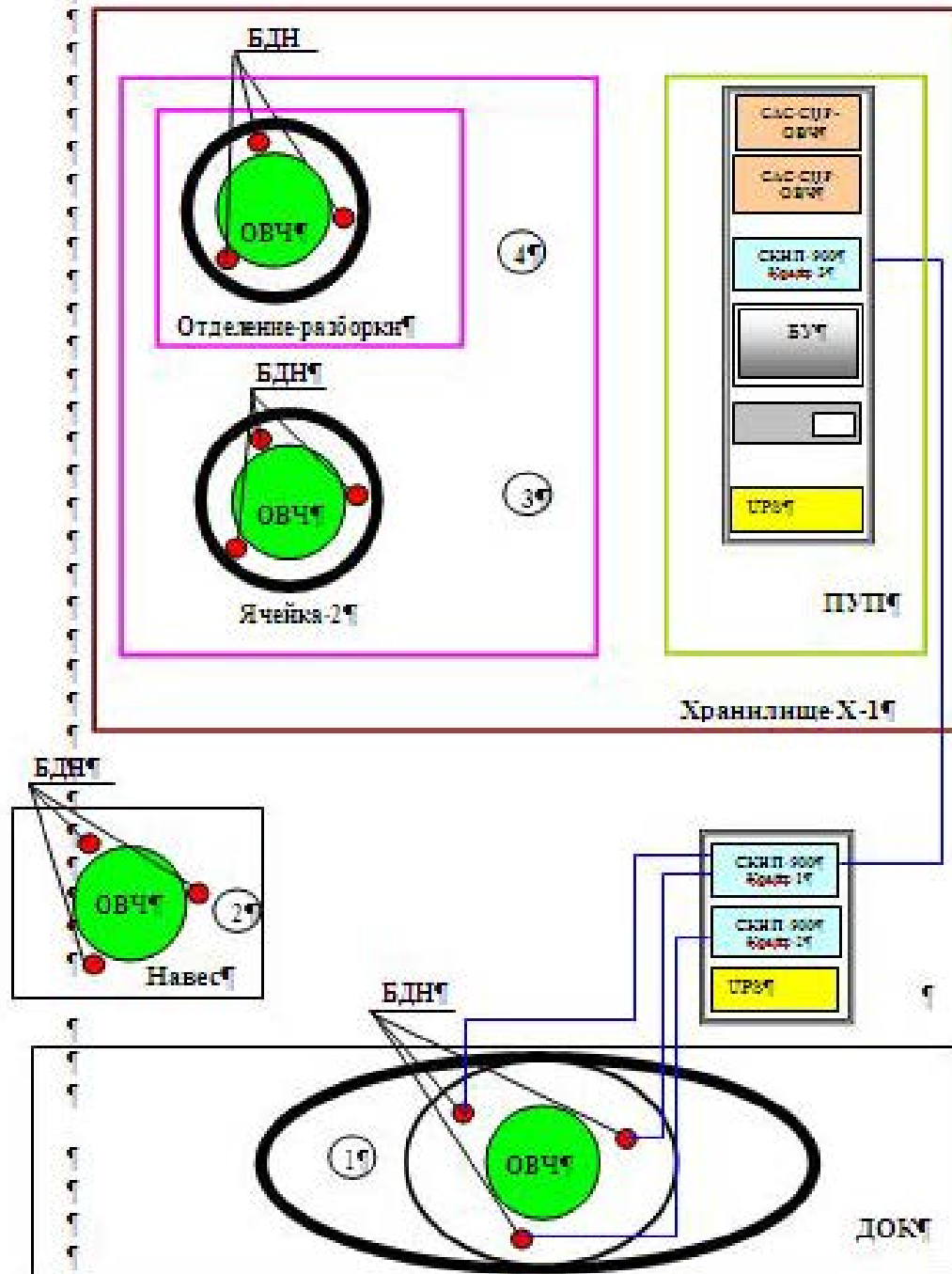


Электронное оборудование ЕСК

Состав и размещение блоков детектирования ЕСК

Блоки детектирования	Ячейки хранилища, 8 шт.			
	Система контроля нейтронного потока	Система температурного контроля	Система контроля наличия и удаления воды	Система САС СЦР
1.Наименование и количество блоков детектирования, датчиков и термопреобразователей	Блок детектирования нейтронов с камерой деления типа КНТ-15-1	1. Однозонный термопреобразователь 2. Однозонный термопреобразователь типа ТП-К 0521-И-1.5-1000/2500	1. Датчик наличия воды ДУГ-2. 2. Датчик включения насоса удаления воды	Два блока позиционного преобразования БПХ-1МК
2.Расположение блоков детектирования, датчиков и термопреобразователей	В нижней части входного воздуховода	1. В нижней части входного воздуховода 2. В нижней части выходного воздуховода	В нижней части входного воздуховода	Под колпаком ячейки хранилища

Система контроля нейтронного потока при подготовке к выгрузке, выгрузке реактора из блока и ОТВС из реактора СКНП-900



СКНП-900 предназначена для регистрации, обработки и представления информации об относительных значениях плотности потока нейтронов при выполнении потенциально ядерно-опасных работ.

Система контроля нейтронного потока активной зоны в ячейке X-1 при разогреве сплава в баке СКНП-Р, система температурного контроля и САС СЦР

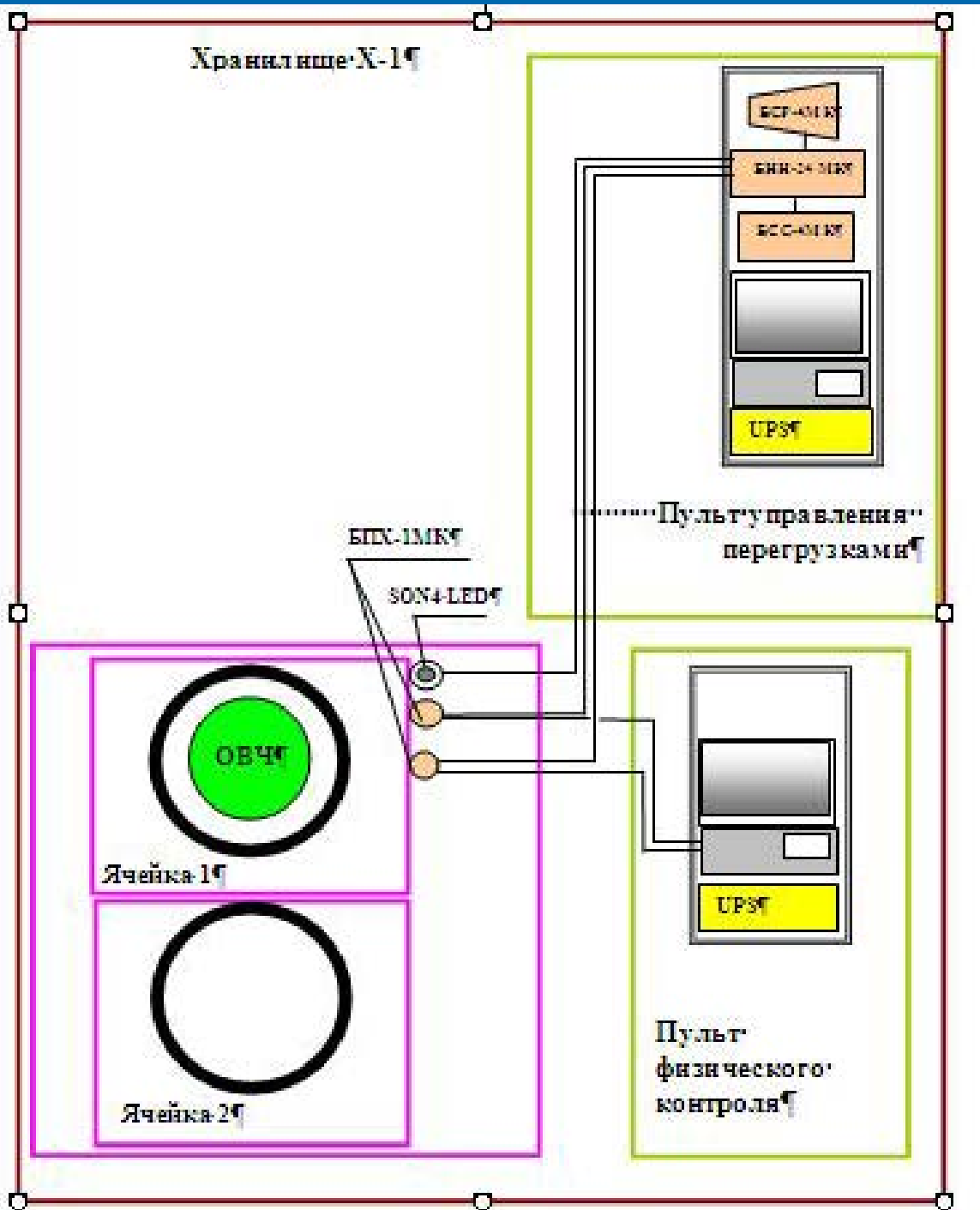
СКНП-Р размещается:

- | БДН – в каналах рядом с активной зоной реактора с ЖМТ в процессе разогрева сплава в баке хранения ОВЧ в ячейке хранилища X-1;
- | БВА – на расстоянии ~ 15 м от БДН;
- | БУ – в помещении пульта физического контроля здания 1А

Система автоматической сигнализации о возникновении СЦР в активной зоне в ячейке хранилища X-1 при разогреве сплава в баке (САС-СЦР) предназначена для:

- § обнаружения СЦР в ОВЧ, находящейся в ячейке хранилища X-1, при разогреве сплава в баке;
- § выдачи аварийных сигналов о необходимости эвакуации работников из ядерно-опасной зоны;
- § получения и вывода на мониторе оператора графической и алфавитно-цифровой информации о дозиметрической обстановке при проведении работ по разогреву сплава в баке.

Схема размещения оборудования САС СЦР



Заключение

§ Системы контроля параметров ядерной и радиационной безопасности при обращении с отработавшими выемными частями реакторов с жидкометаллическим теплоносителем АПЛ в п. Гремиха обеспечивают проведение потенциальных ядерно-опасных и радиационно-опасных работ по выгрузке ОВЧ из реактора, разборке ОВЧ и подготовке ОЯТ к выводу из п. Гремиха на площадку ФГУП «Атомфлот» (г. Мурманск) и далее на переработку в ФГУП «Маяк».



Проблемы долговременного радиационного контроля пунктов захоронения РАО

Мызникова О.Г., м.н.с. ИБРАЭ РАН

Научный руководитель: к.т.н., зав. отделением Уткин С.С.

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

Актуальность вопроса

Развертывание ЕГС РАО, завершение работ по первичной регистрации РАО.

Необходимость проработки проблемных моментов завершающих стадий жизненного цикла ЯРОО.

Долговременный радиационный контроль и мониторинг ПЗРО.

Требования законодательства:

ФЗ РАО №190 (статьи 3, 13, 17): *после закрытия ПЗРО и в течение всего периода потенциальной опасности (ППО) РАО, размещенных в нем, необходимо проводить периодический радиационный контроль (ПРК)*

НП-058-14 (Безопасность при обращении с РАО): *Средства, методы, объем, периодичность и продолжительность радиационного контроля на ПЗРО (ПГЗ ЖРО) и мониторинга системы захоронения РАО после закрытия должны устанавливаться и обосновываться в проекте закрытия ПЗРО (ПГЗ ЖРО)*

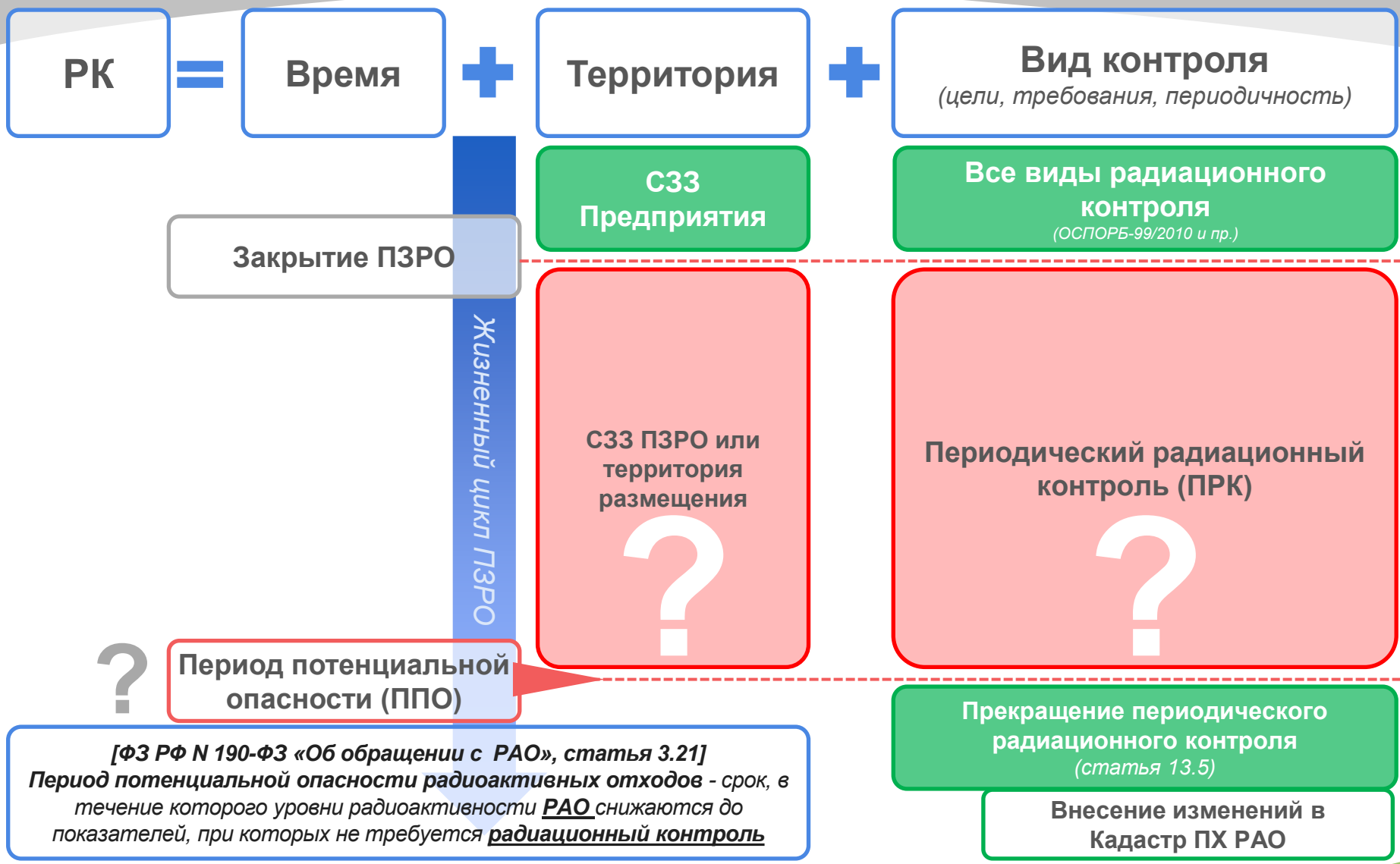
VS

Практическая реализация:

- Периодический радиационный контроль (ПРК) - ?
- Цели и требования к ПРК - ?
- Пространственно-временные границы (продолжительность, частота, территория) - ?

Цель: рассмотреть и проанализировать аспекты ПРК, подойти к формализации понятия

Радиационный контроль (РК) ПЗРО



[ФЗ РФ N 190-ФЗ «Об обращении с РАО», статья 3.21]
Период потенциальной опасности радиоактивных отходов - срок, в течение которого уровни радиоактивности РАО снижаются до показателей, при которых не требуется радиационный контроль

Период потенциальной опасности (ППО) РАО

«РАО → совсем не опасно»

$УА(t > ППО) < \text{УРОВНЕЙ ОСВОБОЖДЕНИЯ}$
[ОСПОРБ-99/10]

- Уровни освобождения определены **не для всех радионуклидов**;
- Пересечение сферы действия и ответственности ЕГС РАО;
- Чрезмерная консервативность, «затратность».

«РАО → НЕ РАО»

$УА(t > ППО) < ПЗУА$
[ПП№1069]

- Нет проблем в сфере действия и ответственности ЕГС РАО;
- Проблема долгоживущих.

Рассматривают только накопленную активность:
Имеют ограничения, но могут быть использованы ряде случаев

РАО

«РАО в ПЗРО»

Воздействие на ОС не превышает норм РБ

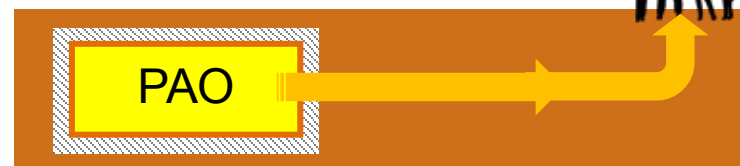
- Необходимо **учитывать свойства объекта** и территории размещения РАО;
- **Зависит от жизненного цикла объекта и целей практического использования** получаемой оценки ППО:

Для «предпроектных» целей – отнесение РАО к особым

[Научно-техническое пособие по подготовке обосновывающих материалов для принятия решения об отнесении радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам, 2014]

При обосновании безопасности объекта:

ППО=ППО(РАО + объект) определяется расчетным образом и обосновывается [РБ-058-10];



5.2.2. [РБ-011-2000] Период времени, для которого следует **проводить количественную оценку безопасности**, можно ограничить моментом времени, начиная с которого **уровень радиационной опасности хранилища уже не может возрасть**

Международный опыт организации долговременного контроля и мониторинга ПЗРО



Требования:

- Устанавливаются регулятором;
- Программа мониторинга **разрабатывается на этапе обоснования безопасности** ПЗРО, и модернизируется (методологический подход к оценке безопасности на основе процесса «прогрессивной адаптации» мониторинга и оценки безопасности);
- По результатам мониторинга может быть принято **решение о переходе от активного к пассивного институциональному контролю**. Переход к пассивному институциональному контролю – когда безопасность обеспечивается только за счет запрета использования полигона, и завершение – когда радиотоксичность уменьшается на сколько, что риск вторжения человека становится довольно низким;

Способы и методы:

- Деятельность по мониторингу **не должна оказывать негативного воздействия на ББ ПЗРО** и влиять на безопасность в долгосрочной перспективе;
- Необходимость **разработки новых технологий для перехода к неинтрузивным методам** отбора проб (международный проект MoDeRn);

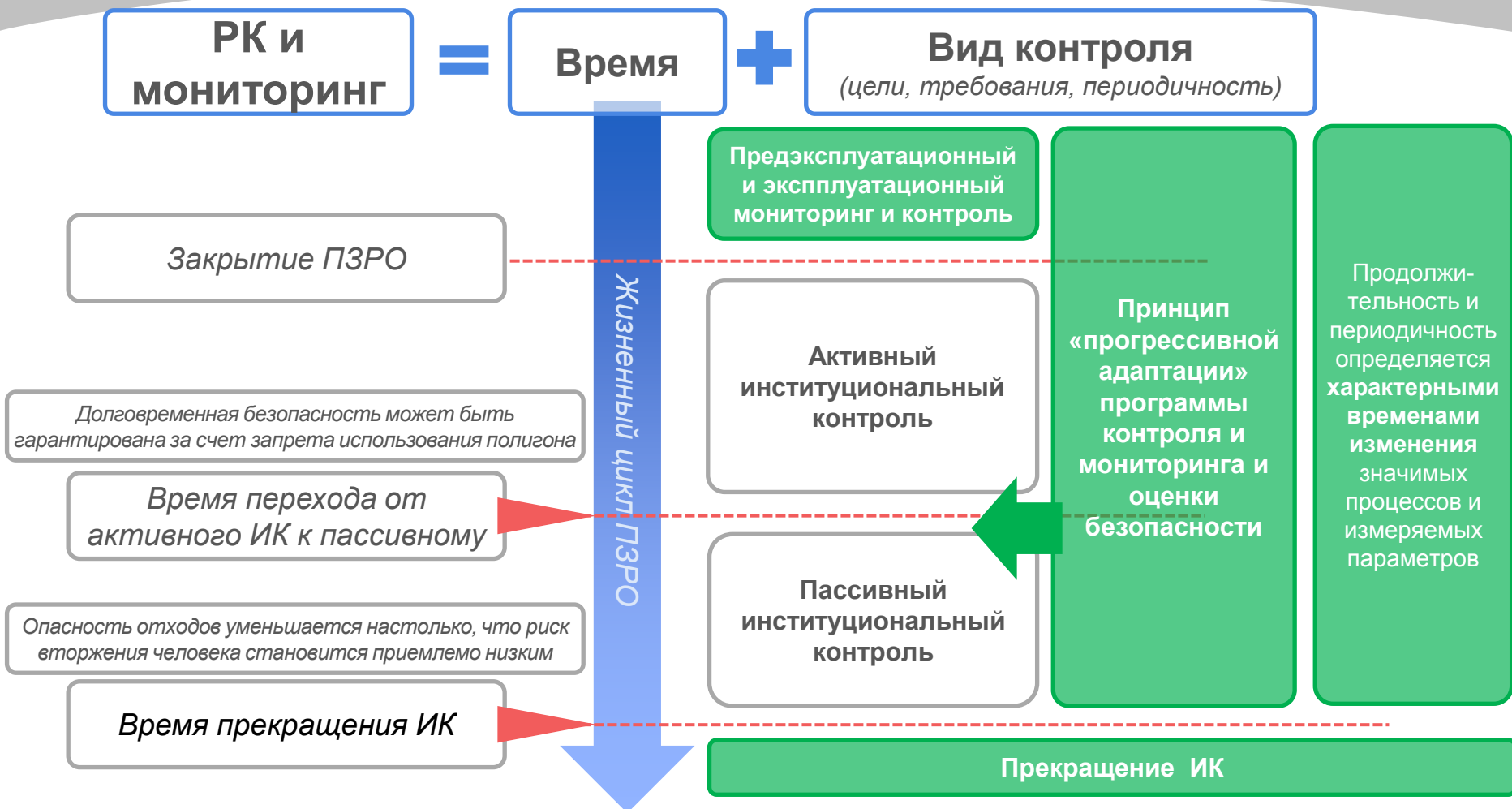
Цели:

- Контроль **радиоактивных веществ в окружающей среде**;
- **Подтверждение соответствия** сделанных на этапе обоснования безопасности **ключевых предположений при моделировании**;
- Выявление **несанкционированного проникновения** и извлечения материалов;
- **Повышение уверенности** общественности в безопасности ПЗРО
- Подтверждение **соответствия требованиям регулирующих органов** и условиям лицензии;

Продолжительность и периодичность

- Определяется **характерными временами изменения значимых процессов** и измеряемых параметров;
- В общем, предсказать продолжительность невозможно – **решение будут принимать будущие поколения**. Предполагается, что мониторинг будет продолжаться **до тех пор пока общественность не будет уверена в безопасности** установки настолько, чтобы приостановить его или до события которое сделает проведение мониторинга нецелесообразным.

Международный опыт организации долговременного контроля и мониторинга



1. IAEA Specific Safety Guide, SSG-31 "Monitoring and Surveillance of Radioactive Waste Disposal Facilities", IAEA, Vienna, 2014.
2. IAEA TECDOC-1208 Monitoring of Geological Repositories for High Level Waste, IAEA, 2001.
3. MoDeRn Project Proceedings, MONITORING IN GEOLOGICAL DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTE: OBJECTIVES, STRATEGIES, TECHNOLOGIES AND PUBLIC INVOLVEMENT, 2013.
4. WIPP CASE STUDY, Compliance Monitoring, Passive Institutional Controls, and Record Keeping, SAND REPORT, 2002.

Радиационный контроль (РК) ПЗРО



- **Определены проблемы и проанализированы различные аспекты** долговременного радиационного контроля ПЗРО:

- **Показана необходимость формализации понятий: периода потенциальной опасности (ППО), СЗЗ, периодического радиационного и институционального контроля** и подготовки рекомендаций к их практическому определению для целей обоснования долговременной безопасности;

- **Продолжительность (ППО) и СЗЗ**– предложен подход к определению;



Необходима дальнейшая проработка, обсуждение и нормативное закрепление предложенных подходов



ФЕДЕРАЛЬНОЕ БЮДЖЕТНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
«Научно-технический центр по
ядерной и радиационной безопасности»



Нормативные аспекты обоснования долговременной безопасности пунктов захоронения РАО: проблемы и перспективы

М.А. Непейпиво
заместитель отдела безопасности
предприятий топливного цикла
ФБУ «НТЦ ЯРБ»

X Юбилейная Российская научная конференция
«Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях»,
секция № 6 «Обращение с радиоактивными отходами и ядерными материалами»
24 сентября, 2015, ИБРАЭ РАН

Система ФНП и нормы МАГАТЭ по обращению с РАО

Основополагающие
принципы безопасности (SF-1)

Оценка безопасности установок и деятельности.
Общие требования безопасности (GSR Part 4)

Обращение с РАО перед захоронением. Общие
требования безопасности (GSR Part 5)

Захоронение РАО.
Специальные требования безопасности (SSR-5)

Приповерхностное захоронение РАО.
Требования безопасности (WS-R-1)

Безопасность при обращении с РАО.
Общие положения (НП-058-14)

Сбор, переработка, хранение и кондиционирование
ЖРО. Требования безопасности (НП-019-15)
Сбор, переработка, хранение и кондиционирование
ТРО. Требования безопасности (НП-020-15)
Обращение с ГРО. Требования безопасности
(НП-021-15)
Правила безопасности при обращении с РАО
атомных станций (НП-002-14)

Критерии приемлемости РАО для захоронения
(НП-093-15)

Захоронение РАО. Принципы, критерии и
основные требования безопасности (НП-055-14)

Приповерхностное захоронение РАО.
Требования безопасности (НП-069-14)

Обоснование долговременной безопасности при захоронении РАО. Требования и рекомендации



ФЕДЕРАЛЬНЫЕ НОРМЫ И ПРАВИЛА

- ✓ Безопасность при обращении с РАО. Общие положения (НП-058-14)
- ✓ Захоронение РАО. Принципы, критерии и основные требования безопасности (НП-055-14)
- ✓ Приповерхностное захоронение РАО. Требования безопасности (НП-069-14)
- ✓ Критерии приемлемости РАО для захоронения (НП-03-14)
- ✓ Требования к составу и содержанию отчета по обоснованию безопасности пунктов захоронения РАО (проект)
- ✓ Требования к составу и содержанию отчета по обоснованию безопасности пунктов хранения РАО (проект)

РУКОВОДСТВА ПО БЕЗОПАСНОСТИ

- ✓ Оценка безопасности приповерхностных хранилищ РАО (РБ-011-2000)
- ✓ Оценка долговременной безопасности пунктов приповерхностного захоронения РАО (проект)
- ✓ Положение о структуре и содержании отчета по обоснованию безопасности приповерхностных пунктов захоронения РАО (РБ-058-10)
- ✓ Состав и содержание отчета по обоснованию безопасности хранилищ ТРО (РБ-050-09)

Оценка безопасности пунктов хранения (захоронения) РАО

Действующие пункты
хранения (захоронения) РАО

Новые пункты
хранения (захоронения) РАО

*Оценка безопасности на этапе
эксплуатации (оценка текущего
уровня безопасности)*

*Оценка безопасности на этапе
эксплуатации*

Периодическая оценка безопасности

Оценка долговременной безопасности

*Оценка долговременной
безопасности (после закрытия)*

Критерии долговременной безопасности при захоронении РАО

Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности (НП-055-14)

- ✓ при **нормальном (эволюционном) протекании** естественных процессов на площадке размещения ПЗРО (наиболее вероятных сценариях) его радиационное воздействие на население не должно приводить к превышению допустимого уровня (дозы), установленного в соответствии с санитарными правилами и нормативами радиационной безопасности
- ✓ при **маловероятных (катастрофических) внешних воздействиях природного и техногенного характера** на площадке размещения ПЗРО (маловероятных сценариях) для критической группы населения не должно быть превышено граничное значение обобщенного риска, установленного санитарными правилами и нормативами радиационной безопасности



Требования к обоснованию долговременной безопасности пунктов захоронения РАО

Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности (НП-055-14)

- ✓ долговременная безопасность захоронения РАО после закрытия ПЗРО должна обеспечиваться применением системы барьеров безопасности (**принцип многобарьерности**)
- ✓ безопасность ПЗРО должна обеспечиваться **на всех этапах жизненного цикла в течение периода потенциальной опасности размещенных РАО**
- ✓ достаточность принятых проектом ПЗРО технических решений по обеспечению безопасности должна быть обоснована для **всего периода потенциальной опасности захороненных РАО**
- ✓ обоснование безопасности ПЗРО должно основываться на результатах оценки безопасности ПЗРО, включающей анализ безопасности ПЗРО при его эксплуатации и закрытии, и **прогнозный расчет оценки долговременной безопасности системы захоронения РАО после закрытия ПЗРО**

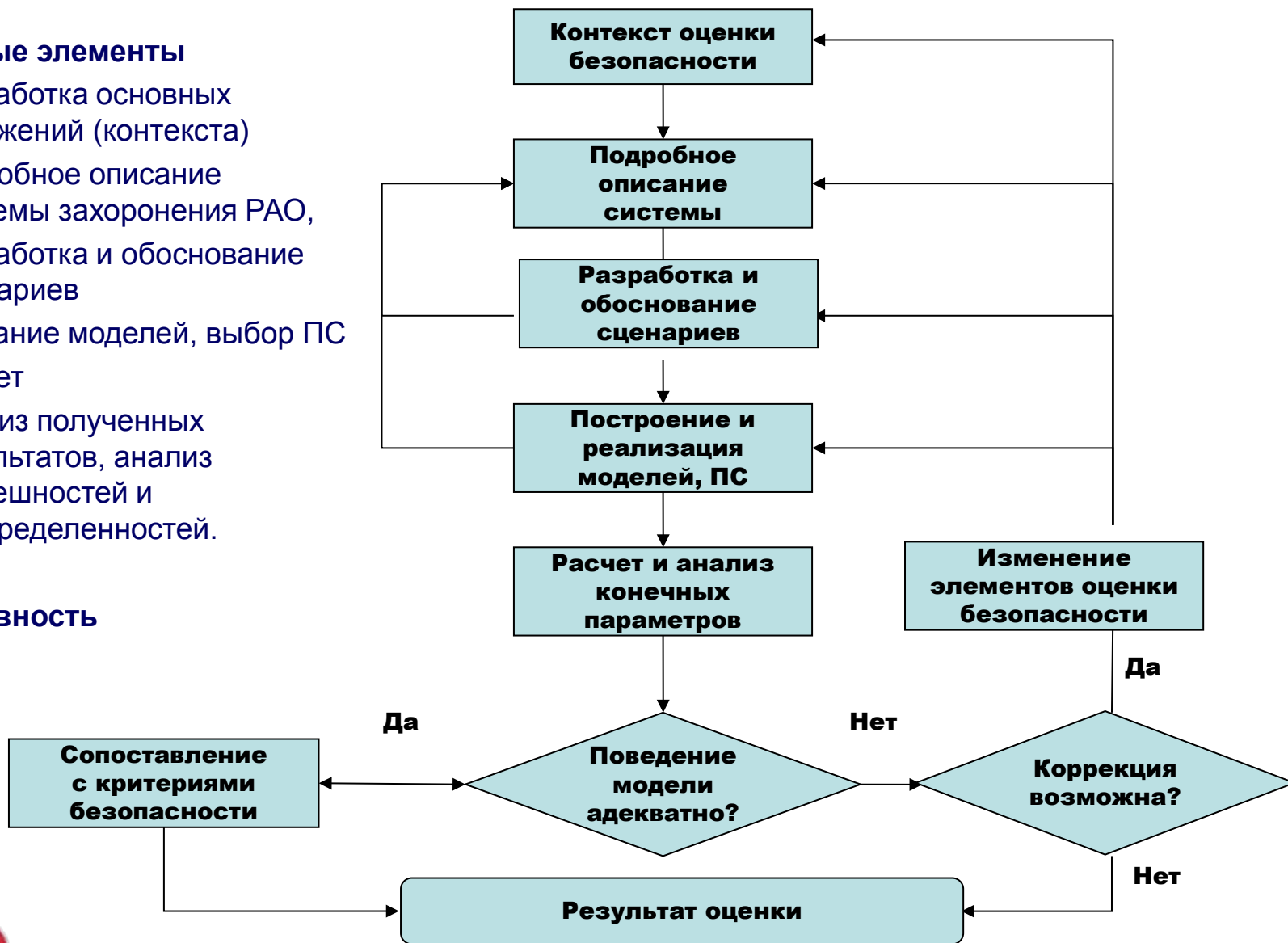


Процесс оценки долговременной безопасности

Основные элементы

- разработка основных положений (контекста)
- подробное описание системы захоронения РАО,
- разработка и обоснование сценариев
- создание моделей, выбор ПС
- расчет
- анализ полученных результатов, анализ погрешностей и неопределенностей.

Итеративность



Заключение

- ✓ Разработаны нормативные основы обоснования долговременной безопасности пунктов захоронения РАО, учитывающие рекомендации МАГАТЭ
- ✓ Оценка долговременной безопасности должна проводиться в отношении пунктов захоронения РАО, пунктов хранения особых РАО и пунктов долговременного хранения РАО
- ✓ Дальнейшее совершенствование нормативного обеспечения и методологии обоснования и оценки долговременной безопасности захоронения РАО
 - § описание системы
 - § сценарии, модели, аттестованные ПС
 - § анализ погрешностей и неопределенностей



С.В. Панченко
А.А. Аракелян
ИБРАЭ РАН

«Оценка эффективности дезактивации территорий и процессов автореабилитации наиболее загрязнённых населённых пунктов Брянской области»

Количество радионуклидов, выпавших на территорию самого загрязненного района Брянской области и всей России

Новозыбковский район – площадь 992 км², ≈ 60 тыс. жителей

Выпало на территорию района: ¹³¹I ≈ 1 г (4,6 ПБк)

¹³⁷Cs ≈ 260 г (0,8 ПБк) —

3% от выпавшего на территорию России
1% от выброшенного из реактора

КАРТА ЗАГРЯЗНЕНИЯ Cs-137 НОВОЗЫБКОВСКОГО РАЙОНА



Новые Бобовичи

БРЯНСКАЯ ОБЛ.



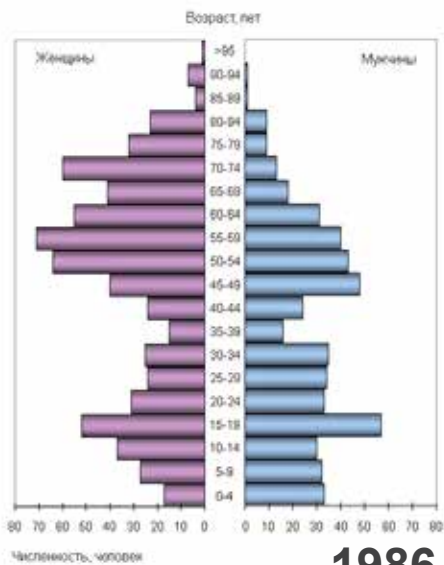
Объект исследования — село Новые Бобовичи Новозыбковского района Брянской области

Площадь Нов. Бобовичей составляет — 1,9 км²

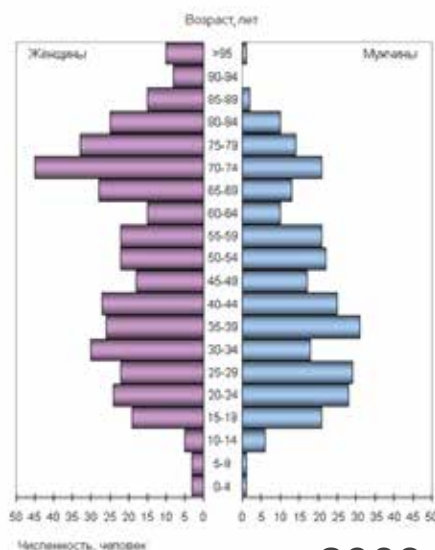
Площадь хозяйства с-з «Решительный» — 62,4 км²

На момент аварии на ЧАЭС в селе было:
401 личное подворье и
39 административных зданий

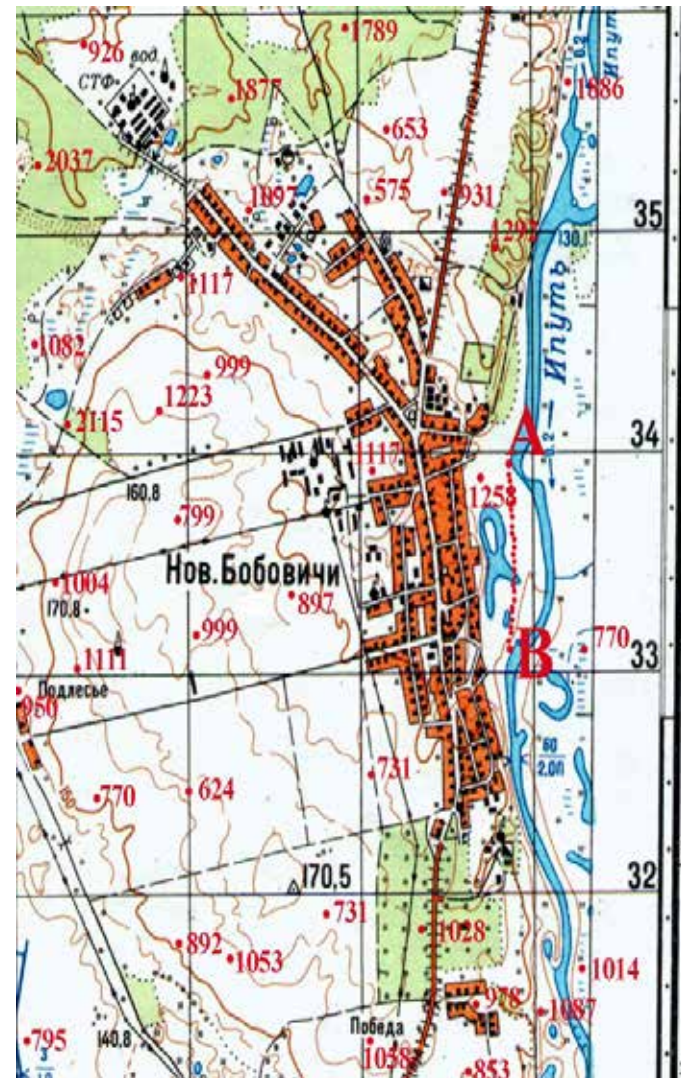
Численность населения составляла:
на момент аварии — 1150 человек
на 01.01.2014 — 559 человек



1986



2009



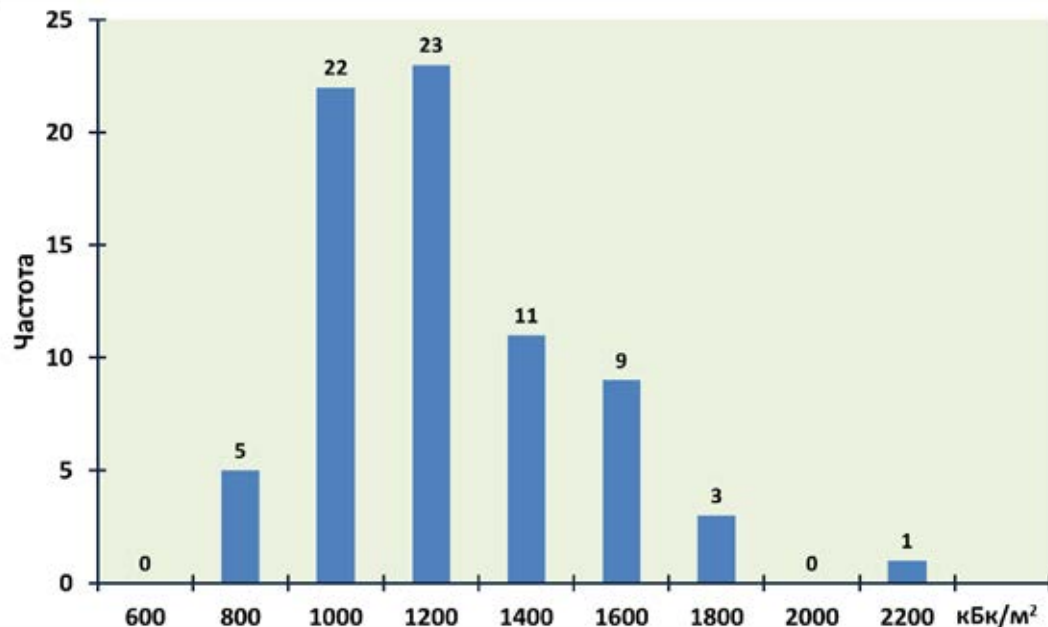
Некоторые параметры статистических выборок из баз данных по плотности выпадений ^{137}Cs в НП (НПО «Тайфун») и на угодьях с-за «Решительный (Брянский Центр химизации и сельскохозяйственной радиологии), $\text{кБк}/\text{м}^2$

Начальное выпадение ^{137}Cs на территорию населенного пункта Новые Бобовичи составило:

1095 $\text{кБк}/\text{м}^2$

Содержание ^{40}K в 10-см слое почвы

85 $\text{кБк}/\text{м}^2$

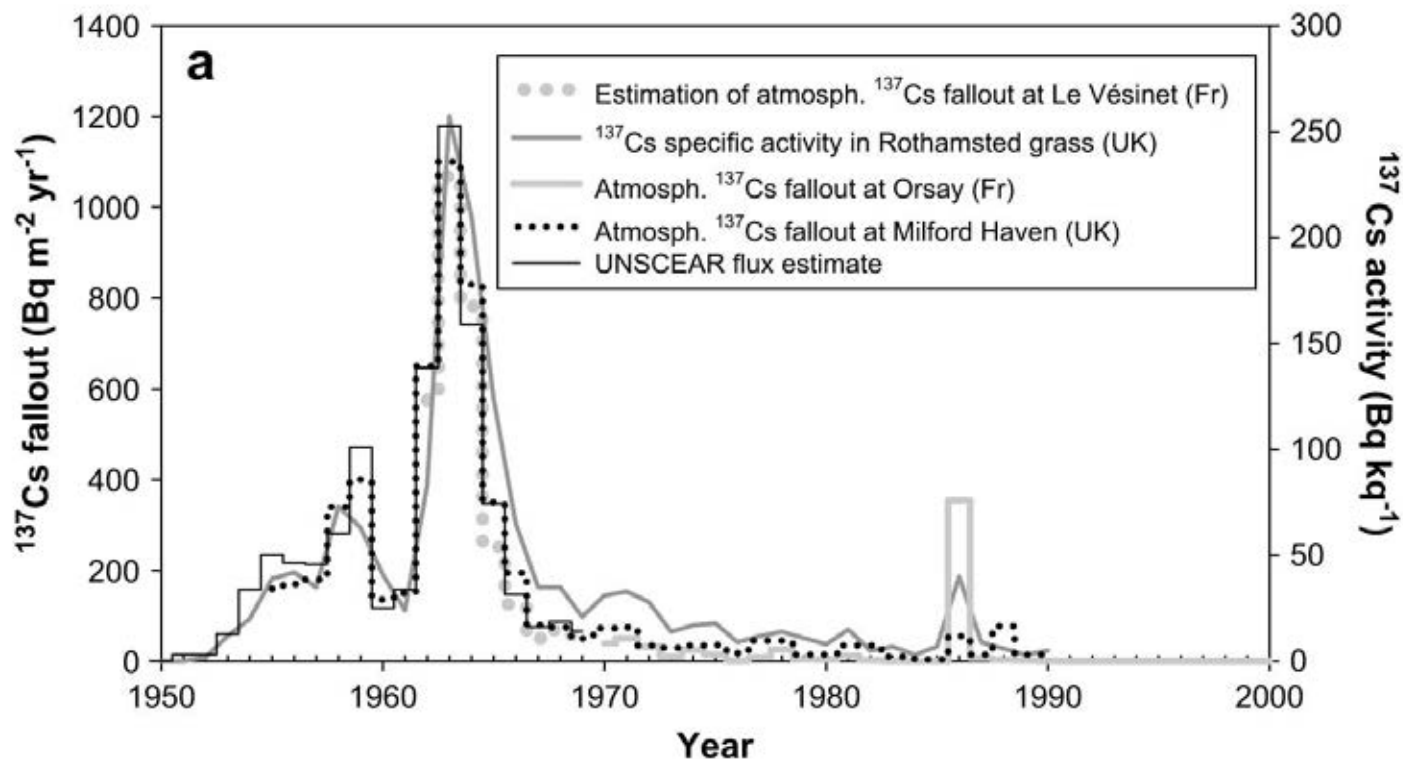


село	с\х угодья	лес
1095±261	1100±378	1920±310

Параметр	1986	1987	1988	1989	1990	1986-90	1986-2013
число проб	4	6	6	4	54	74	94
минимум	938	905	820	1013	688	688	392
среднее	960	1043	965	1248	1160	1121	1121
среднее геом.	960	1035	952	1238	1128	1095	1095
максимум	978	1219	1307	1451	2030	2030	2292
Станд. отклонение	17	138	181	180	281	261	-

**Всего 0,65 г
или
≈ 2 ТБк**

Выпадения ^{137}Cs во Франции и Англии

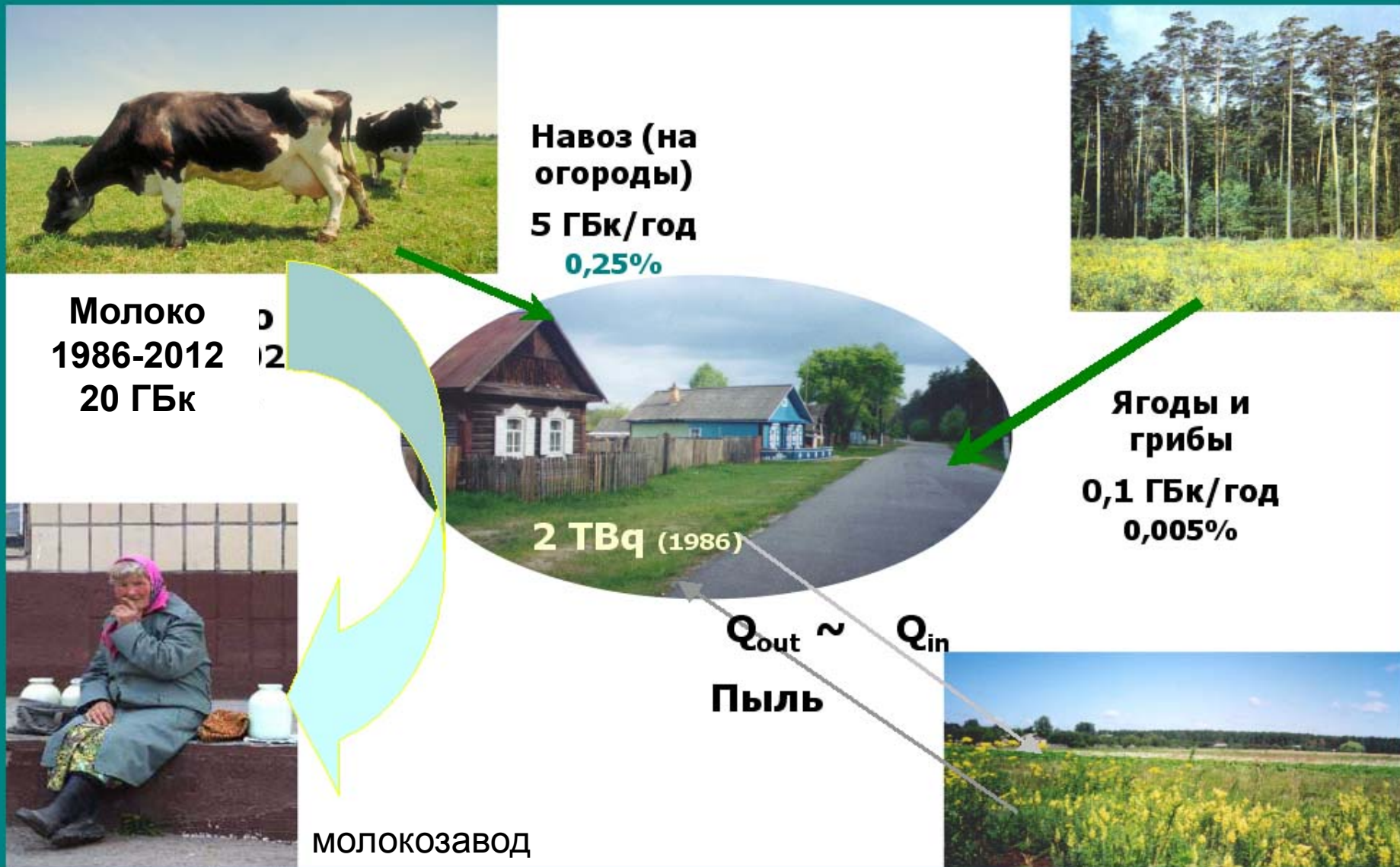


Максимальные выпадения в 1964 г. составляли примерно **1,150 кБк/м²**

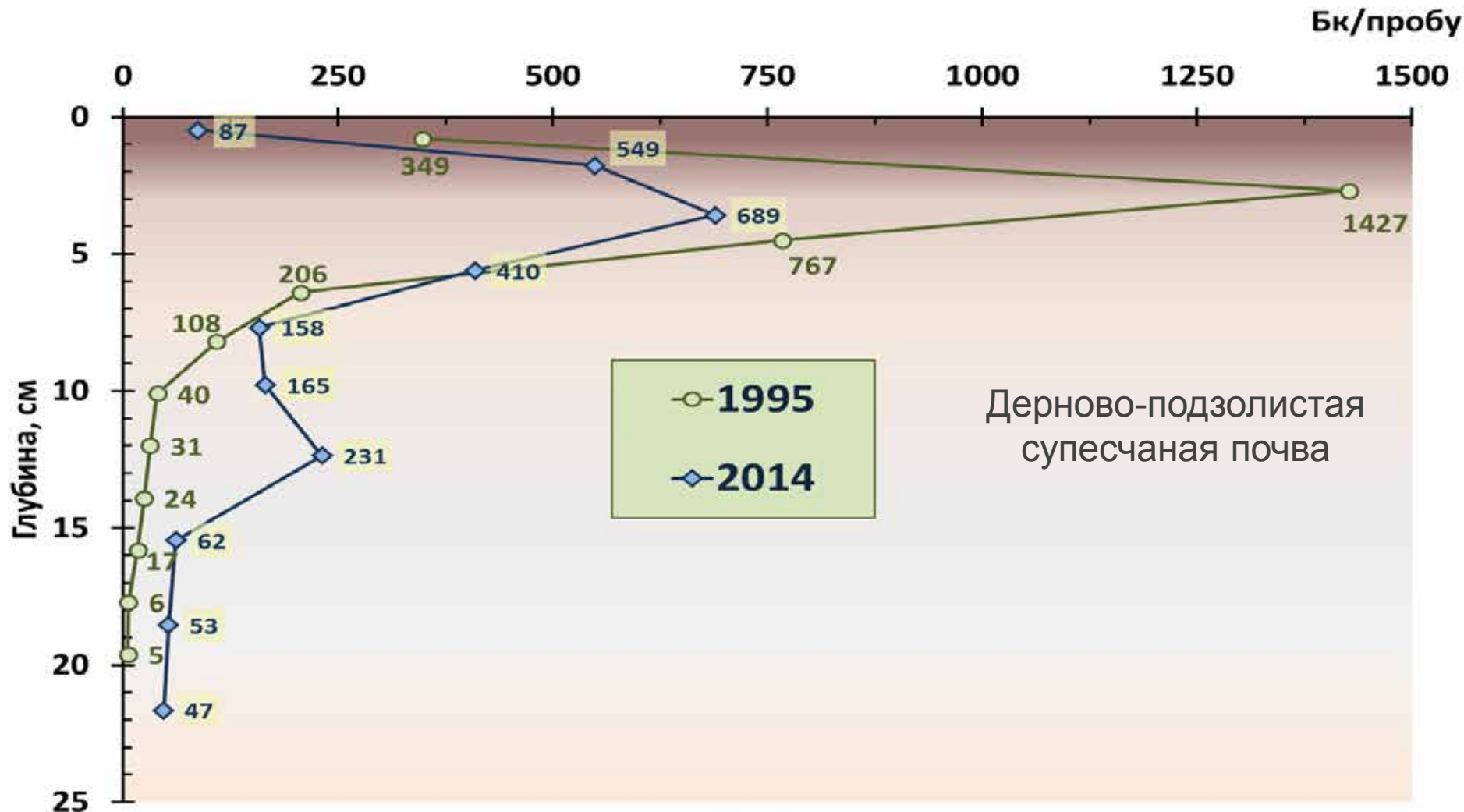
В 1986 г. в Париже уровень выпадений составлял **0,355 кБк/м²**

F. Monna et al. / Journal of Environmental Radioactivity 100 (2009) 9–16

Потоки ^{137}Cs в Новые Бобовичи и из них



Характер заглубления ^{137}Cs на ненарушенных почвах села Нов. Бобовичи в 1995 и 2014 гг. (среднегодовое количество осадков — 600 мм)



Прогнозы заглубления ^{137}Cs для супесчаных ненарушенных почв Венгрии по наблюдениям за 13 лет

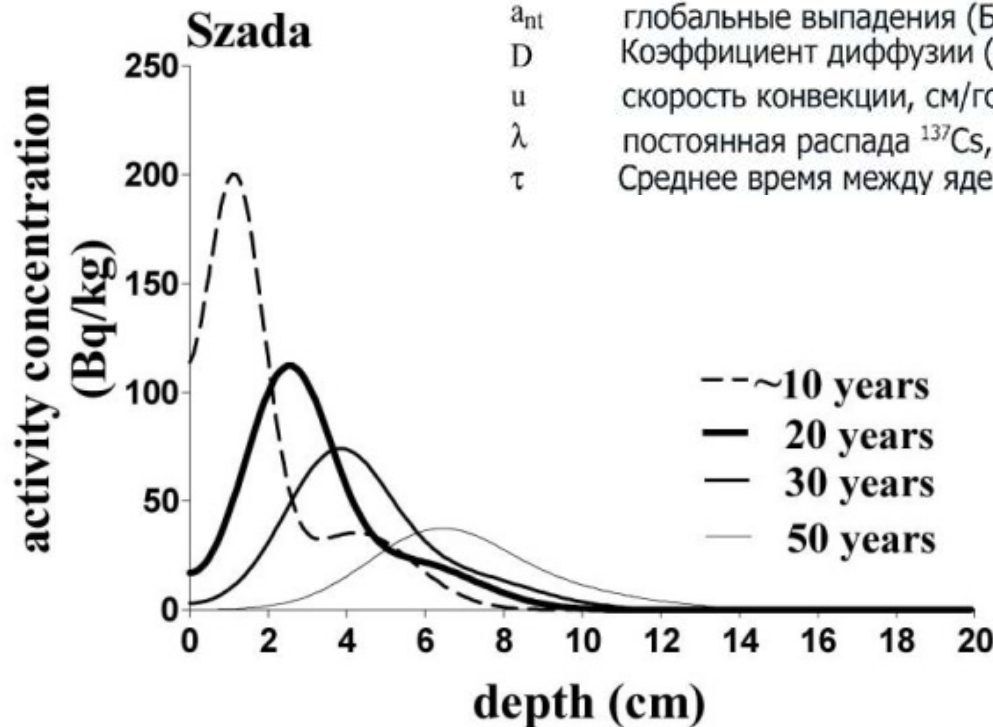
$$I = I_0[1 - \exp(-a/p)pz]$$

Beck, 1980

$$a(z,t) = a_{\text{Ch}} \exp[-\lambda t] \frac{1}{2[\pi Dt]^{1/2}} \exp\left\{-\frac{[z-ut]^2}{4Dt}\right\} + a_{\text{nt}} \exp[-\lambda(t+\tau)] \frac{1}{2[\pi D(t+\tau)]^{1/2}} \exp\left\{-\frac{[z-u(t+\tau)]^2}{4D(t+\tau)}\right\},$$

где

- $a(z,t)$ Концентрация ^{137}Cs в почве (Бк/см³)
- a_{Ch} чернобыльские выпадения (Бк/см²);
- a_{nt} глобальные выпадения (Бк/см²);
- D Коэффициент диффузии (см²/год);
- u скорость конвекции, см/год
- λ постоянная распада ^{137}Cs , год⁻¹;
- τ Среднее время между ядерными испытаниями и аварией на ЧАЭС (25 лет)



Активность через 10 лет
на активность через 30 лет ≈ 3

Скорость миграции ^{137}Cs в почвах Швеции после аварии на ЧАЭС [Persson, 2008]



Характер заглубления ^{137}Cs на огородах (нарушенные почвы) села Нов. Бобовичи в 2014 г.

Перекопано 56 раз

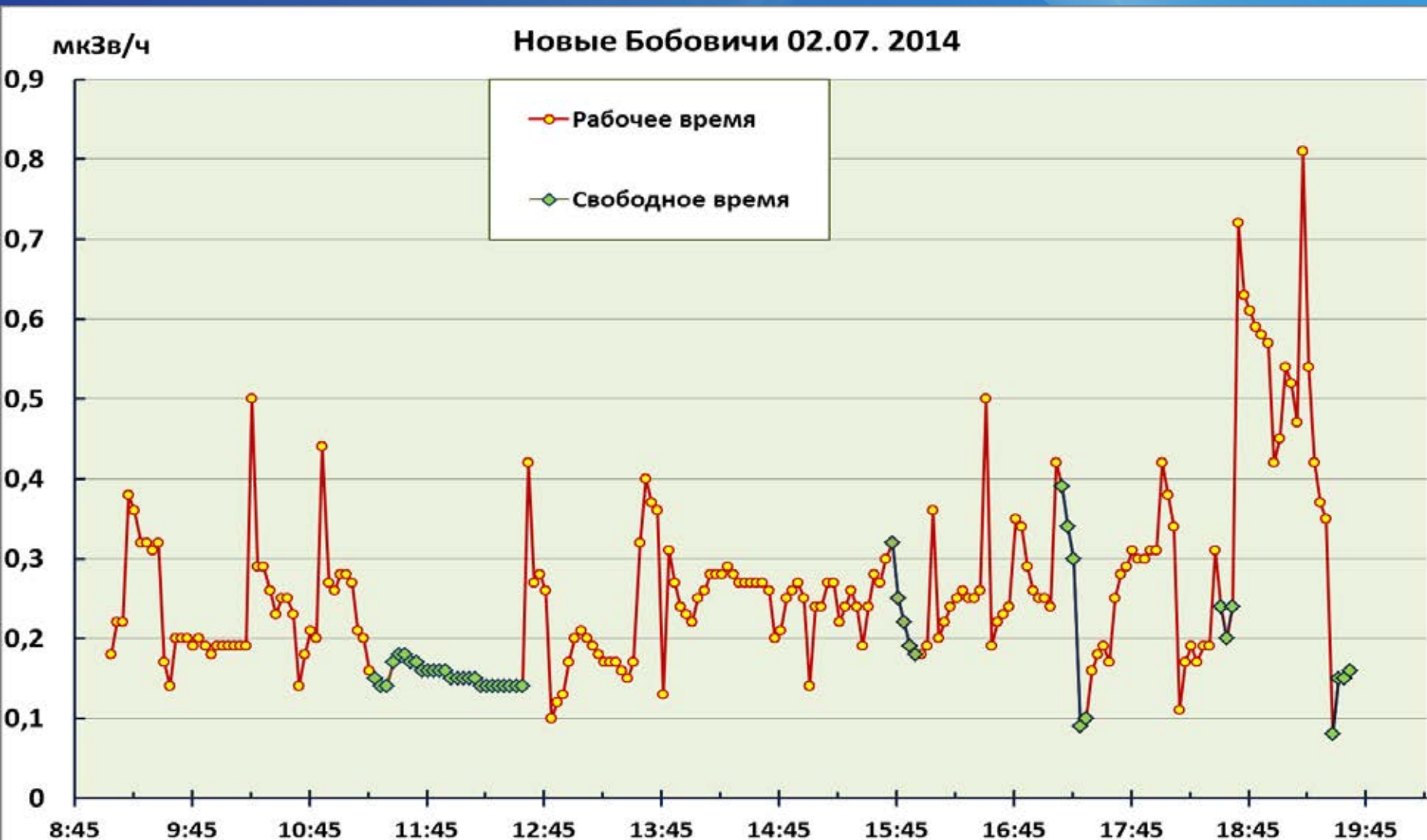


Подворные обследования проводились в различных типовых точках населенного пункта

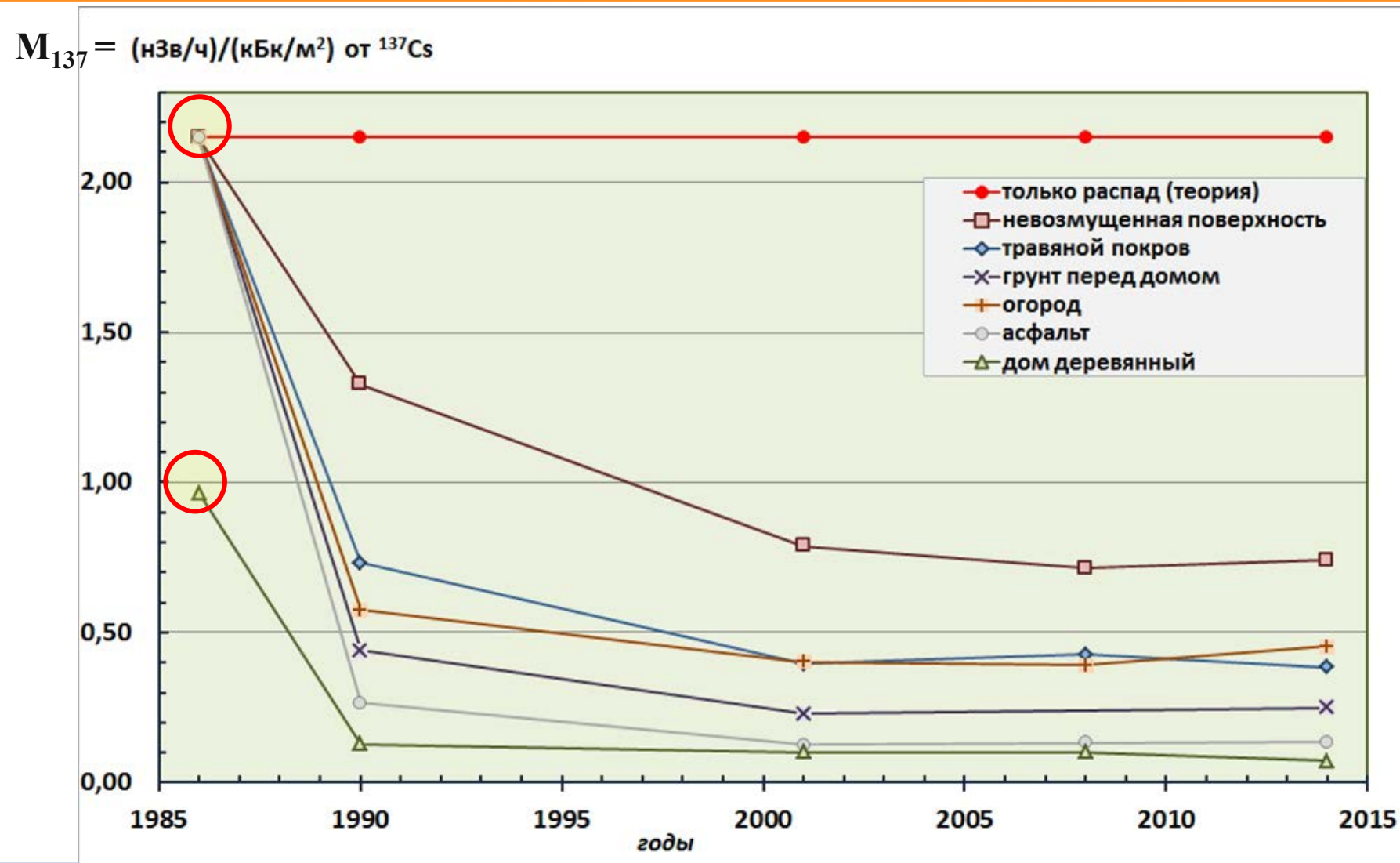


Дата	Организация	Кол-во изм.
1990	НПО «Тайфун»	4493
2001	ИБРАЭ РАН	660
2008	ИБРАЭ РАН	402
2014	ИБРАЭ РАН	918
	ВСЕГО:	6473

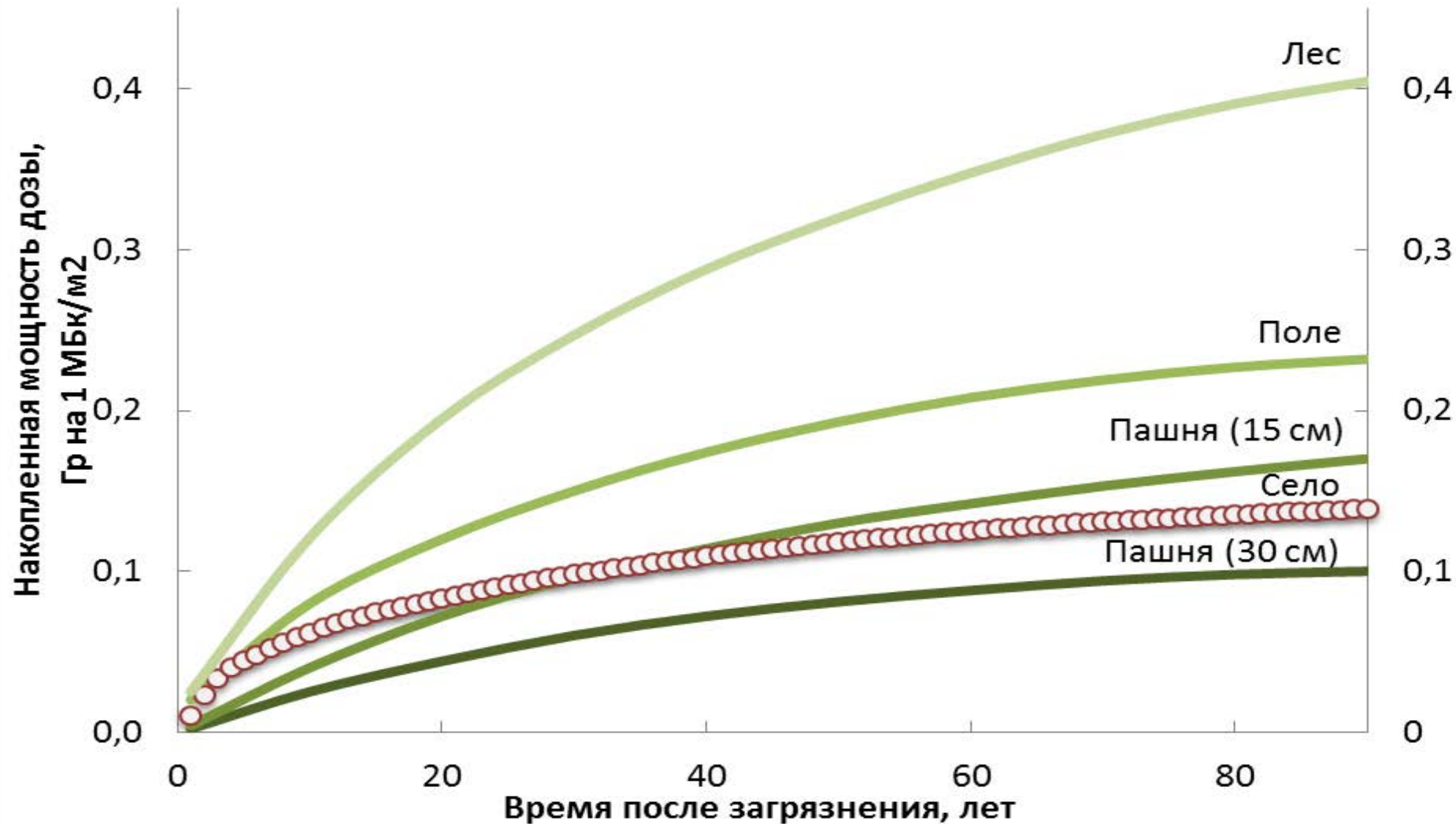
Профмаршрут исследователя (измерения мощности дозы усреднялись каждые 3 минуты)



Динамика параметра $M_{137} = P_{137}(t)/\sigma_{137}(t)$ для различных локализаций села Новые Бобовичи, обусловленная миграцией ^{137}Cs



Накопленная доза для различных ландшафтов по данным, полученным в ходе исследований в Новых Бобовичах (кружочки) и взятых из работы [Miller A.B., Hove J.R., Scherman J.I., 1989]



Основные результаты



- В отсутствии миграции ^{137}Cs доза внешнего облучения за 70 лет составила бы **650 мЗв на 1 МБк/м² выпадений ^{137}Cs** ;
- По результатам настоящей работы доза внешнего облучения за 70 лет оценена в **100 мЗв на 1 МБк/м²**
(за 30 лет 75 мЗв)

Факторы, повлиявшее на снижение дозы

- Естественная миграция и защитные свойства сельского деревянного дома смогут предотвратить облучение примерно на **450 мЗв на 1 МБк/м²**
- Антропогенный фактор ответственен примерно за **100 мЗв на 1 МБк/м²**
- Из работы (Балонов и др., 2014) дезактивационные работы в наиболее загрязненных НП Брянской области (около 100 тысяч человек) за 70 предстоящих лет уменьшили среднюю индивидуальную дозу примерно на **10 мЗв на 1 МБк/м²**;

Балонов М.И., Голиков В.Ю., Пархоменко В.И., Пономарев А.В.

Дезактивация населенных пунктов Брянской области после аварии на Чернобыльской АЭС.

Радиационная гигиена. Т. 7, № 1, 2014, сс. 5-15.

А жизнь продолжается





РОСАТОМ



ИССЛЕДОВАНИЕ ХАРАКТЕРИСТИК РЕМИКС-ТОПЛИВА ПРИ МНОГОКРАТНОМ РЕЦИКЛИРОВАНИИ В РЕАКТОРАХ ВВЭР-1000

Постоварова Д.В., Ковалев Н.В., Онегин М.С.

Проблемы открытого ЯТЦ

- Ограничены запасы урана
- Накапливается ОЯТ

В мире накоплено	> 300 тыс. т. ОЯТ
Ежегодно выгружается	~ 10 тыс. т. ОЯТ
Ежегодно перерабатывается	~ 2 тыс. т. (0,7 % от накопленных)



Решение проблемы накопления ОЯТ

Повторное использование ОЯТ (замыкание ЯТЦ):

Ø МОКС-топливо (Франция)

- смесь обедненного урана и регенерированного плутония
- загрузка 30% зоны реактора
- не рециклируется

Ø РЕМИКС-топливо (в Радиевом Институте с 2005 г.)

- смесь (U, Pu)-регенерата и обогащенного урана
- 100% загрузка зоны реактора ВВЭР-1000
- многократное рециклирование (сокращение накопления плутония и регенерированного урана)

РЕМИКС-А и РЕМИКС-Б

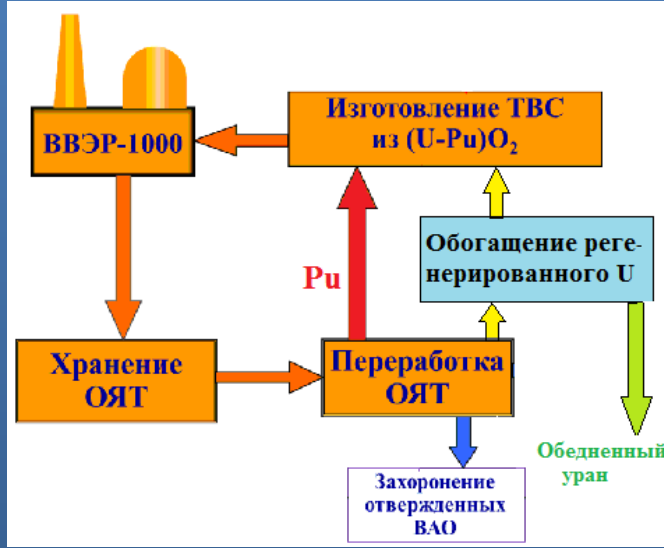
РЕМИКС-А



- Регенерированные U и Pu не разделяют
- Подпитка обогащенным ураном (19,25% ^{235}U)
- Содержание Pu 1-5%
- Многократное рециклирование

РЕМИКС-Б

- Регенерированные U и Pu разделяют
- Обогащение регенерированного U
- Количество вторичного топлива в 5 раз меньше исходного ОЯТ



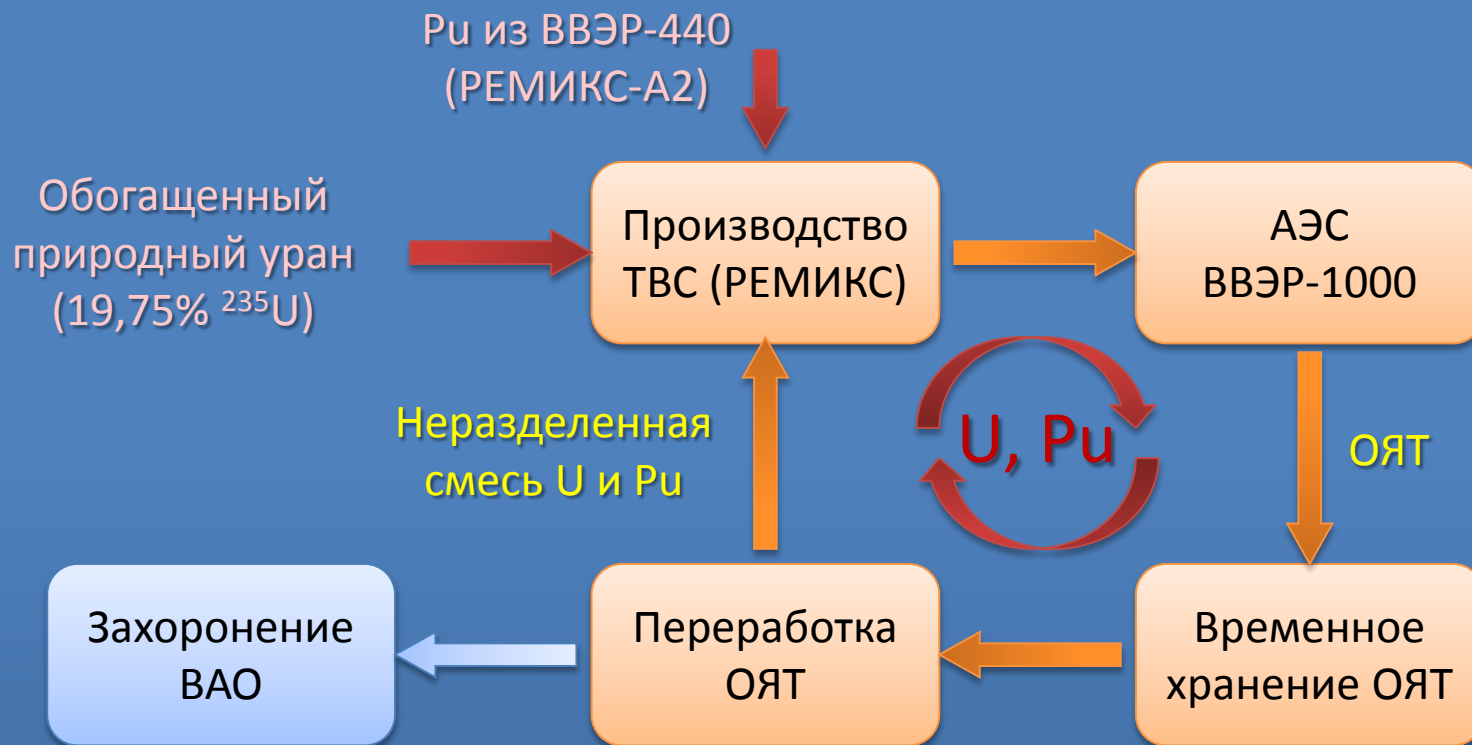
Типы РЕМИКС-топлива

	РЕМИКС-А	РЕМИКС-А2	РЕМИКС-Б
Pu	1-2%	3-5%	3%
^{235}U	4,8%	4%	4,4%
Разделение U и Pu	нет	нет	да
Подпитка	19,75% ^{235}U	19,75% ^{235}U + 2-4% Pu	нет
Число рециклов	> 4	> 4	1

Что сделано в работе

- ü Оценка изменения нуклидного состава трех видов РЕМИКС-топлива при многократном рециклировании
- ü Исследование дозовых характеристик получаемого топлива
- ü Сравнение характеристик топливных циклов реакторов ВВЭР-1000 с топливами различного состава

РЕМИКС-А, А2. Пример цикла

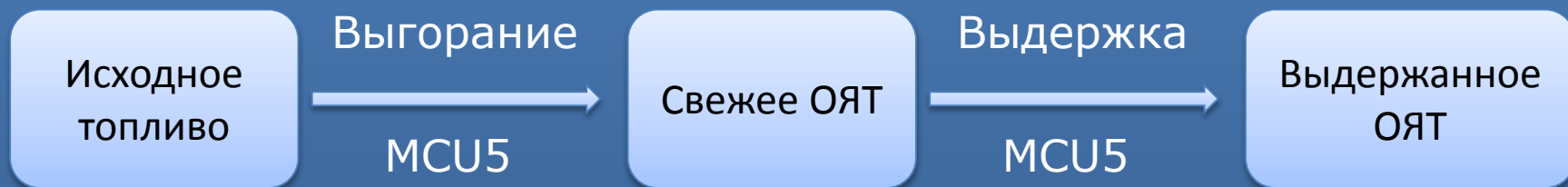


1. Переработка ОЯТ с выделением смеси урана и плутония
2. Смешивание регенерированных урана и плутония с обогащенным до 19,75% ураном

РЕМИКС-А. Состав выгоревшего топлива

Выгорание - Программа MCU5

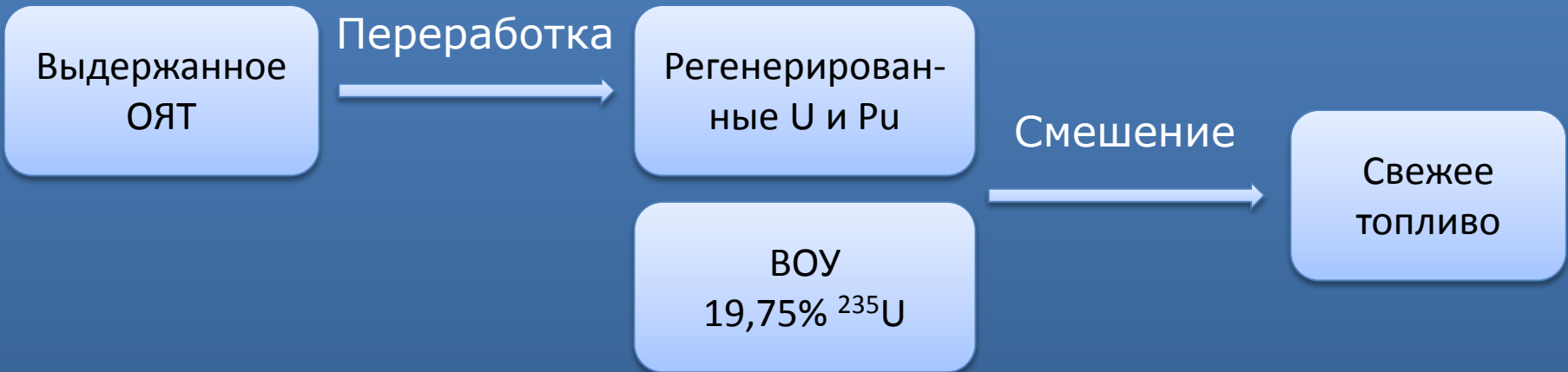
- ∅ модель ТВС-2М с зеркальными граничными усл.
- ∅ исходное обогащение урана в ТВС – 4,33%
- ∅ длительность кампании топлива – 4 года (1200 эффективных суток)
- ∅ выгорание топлива – 49,2 ГВт сут/т ТМ
- ∅ время выдержки ОЯТ – 5 лет



РЕМИКС-А. Состава свежего топлива

- ∅ переработка ОЯТ – извлечение смеси U и Pu
- ∅ добавление ВОУ (19,75%) к (U, Pu)-регенерату с учетом равенства энергетических потенциалов РЕМИКС-топлива и U-топлива (4,95%)

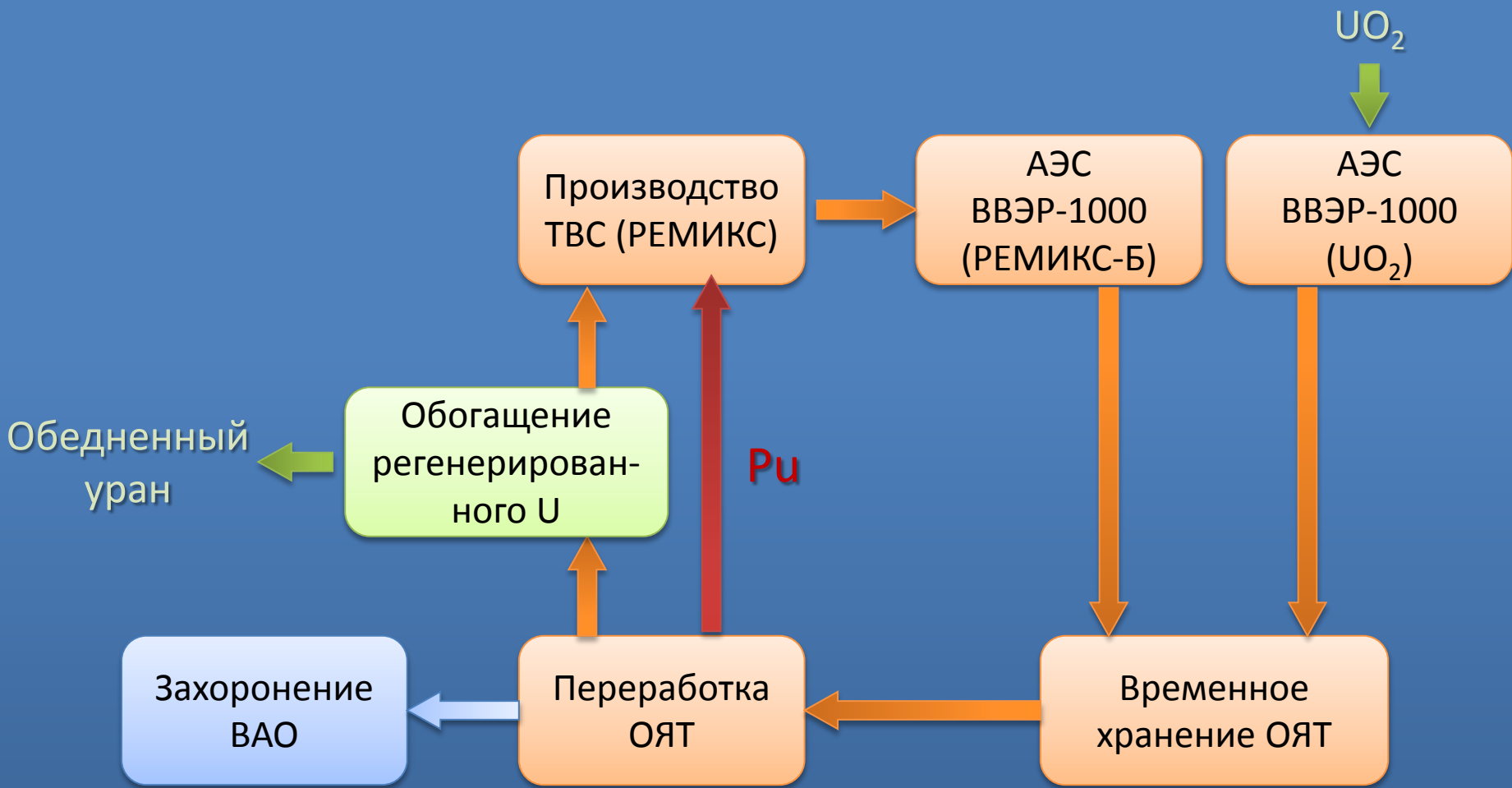
$$\dot{YI} = m_5 - 0,33 \cdot m_6 + \frac{1}{1,05} \cdot [(m_{39} + m_{41}) - (m_{40} + m_{42}) \cdot 0,99]$$



РЕМИКС-А. Состав свежего топлива.

	1 рецикл	2 рецикл	3 рецикл	4 рецикл	5 рецикл
^{232}U	2,10E-06	4,59E-06	6,66E-06	8,24E-06	9,38E-06
^{234}U	0,60	0,67	0,71	0,75	0,78
^{235}U	47,93	48,46	49,35	50,08	50,65
^{236}U	4,76	8,57	11,45	13,75	15,60
^{238}U	937,57	929,49	923,86	919,79	916,72
U	990,86	987,19	985,37	984,37	983,74
Pu	9,14	12,81	14,63	15,63	16,26
$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$	6,00	8,00	8,77	9,15	9,4
$^{238}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu} + ^{242}\text{Pu}$	3,14	4,82	5,86	6,48	6,87
Pu _{нечет} , %	65,6	62,5	59,9	58,5	57,8
Pu _{четн} , %	34,4	37,5	40,1	41,5	42,2
Энергопотенциал выгоревшего т.	1,66	1,72	1,75	1,76	1,76

РЕМИКС-Б. Пример цикла



РЕМИКС-Б. Изготовление и состав.

	Свежее
^{232}U	1,58E-05
^{235}U	43,747
^{236}U	22,02
^{238}U	904,23
U	970,0
Pu	30,0
$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$	19,51
$^{238}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu} + ^{242}\text{Pu}$	10,49
Pu _{нечет} , %	65,0
Pu _{четн} , %	35,0
Энергетический потенциал	4,65

Для изготовления 1 т.
топлива РЕМИКС-Б:

- регенерированный уран – 5,2 т
- затраты на обогащение – 7,8 т ЕРР
- регенерированный плутоний – 30 кг

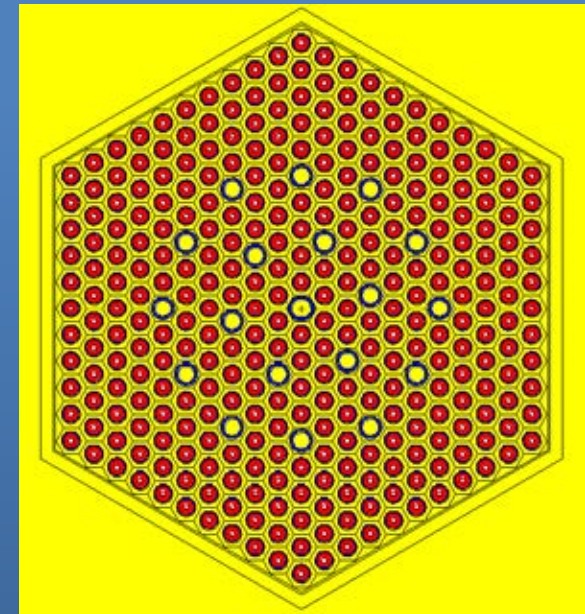
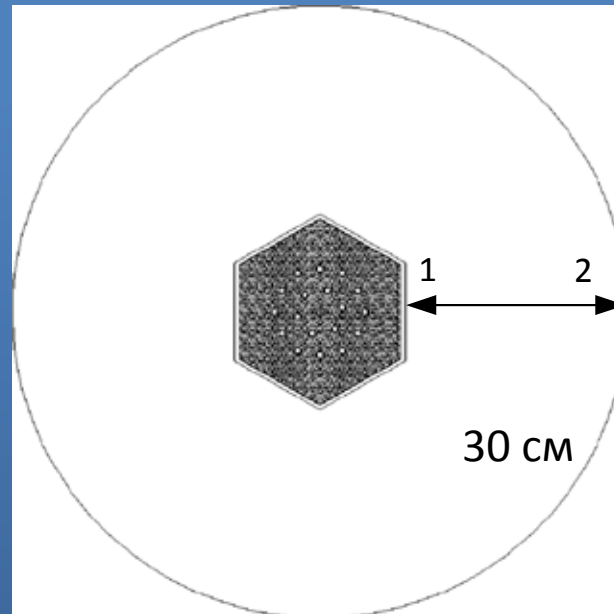
Расчет мощности дозы.

Увеличение доли
четных изотопов Pu
+
Накопление ^{232}U



Ухудшение радиационных
характеристик свежего
топлива

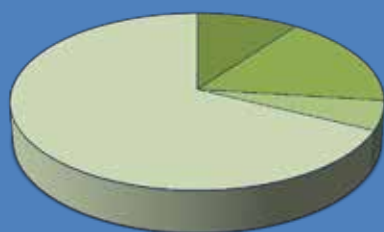
- ü MCNP5
- ü MURE
- ü EASY-2010
- ü MCU5



РЕМИКС-А. Вклад в дозу.

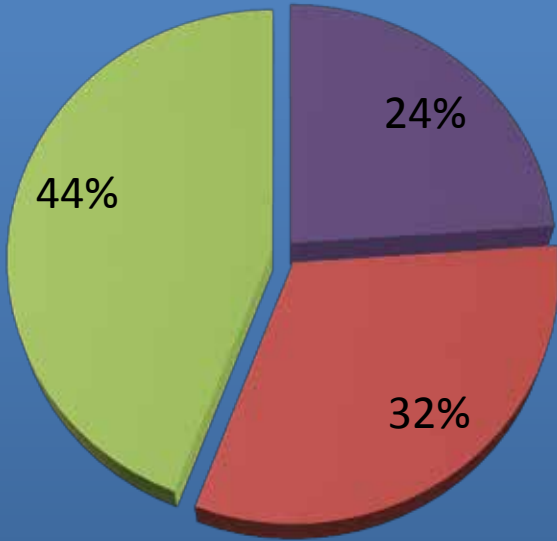
Гамма-кванты

- U
- U-232
- Pu
- Pu-241



Нейтроны спонтанного деления

- Pu-238
- Pu-240
- Pu-242



Нейтроны из реакций (α, n)

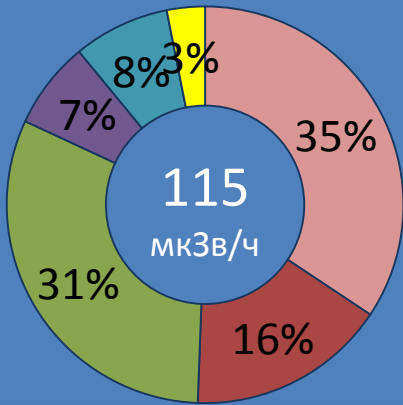
- Pu-238
- Pu-239
- Pu-240



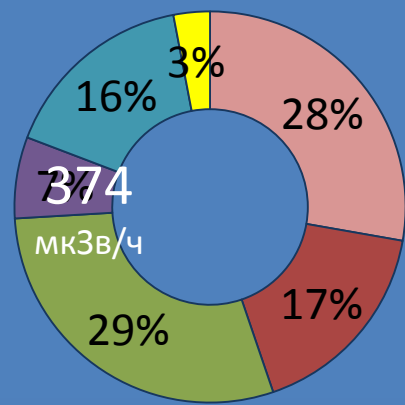
РЕМИКС-А, Б. Вклад в дозу.

1 рецикл

РЕМИКС-А

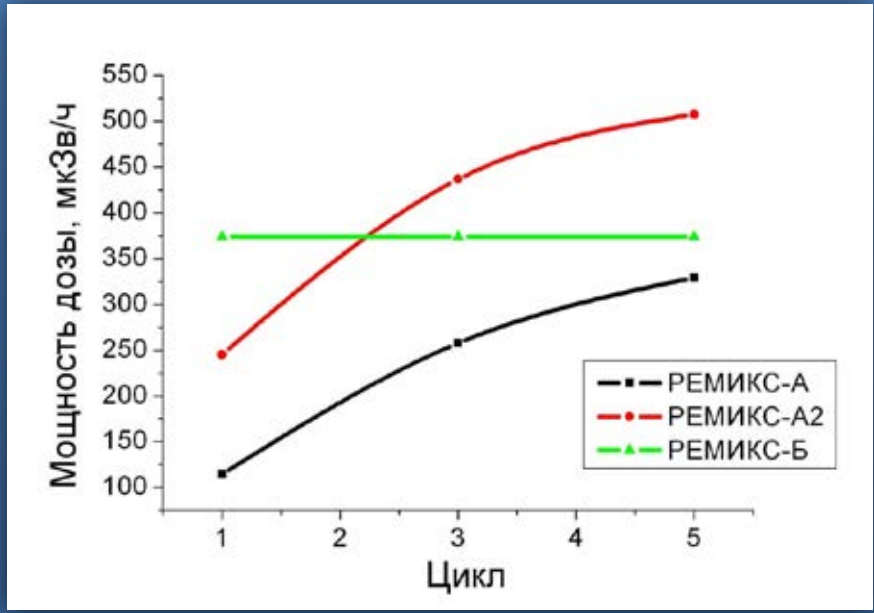
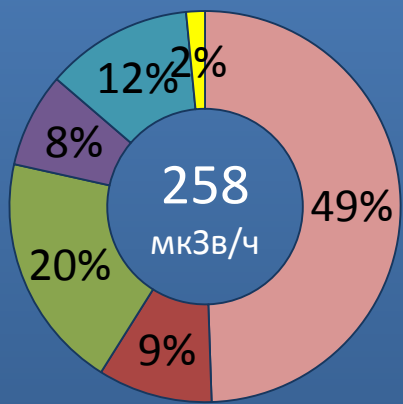


РЕМИКС-Б



- Pu-238
- Pu-240
- Pu-241
- Pu-242
- U-232
- U

5 рецикл

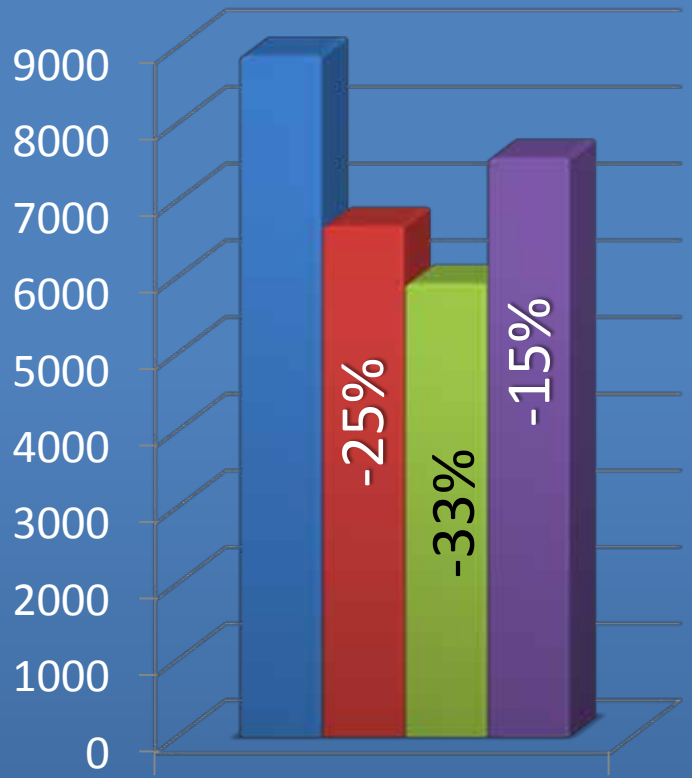


Сравнение топливных циклов

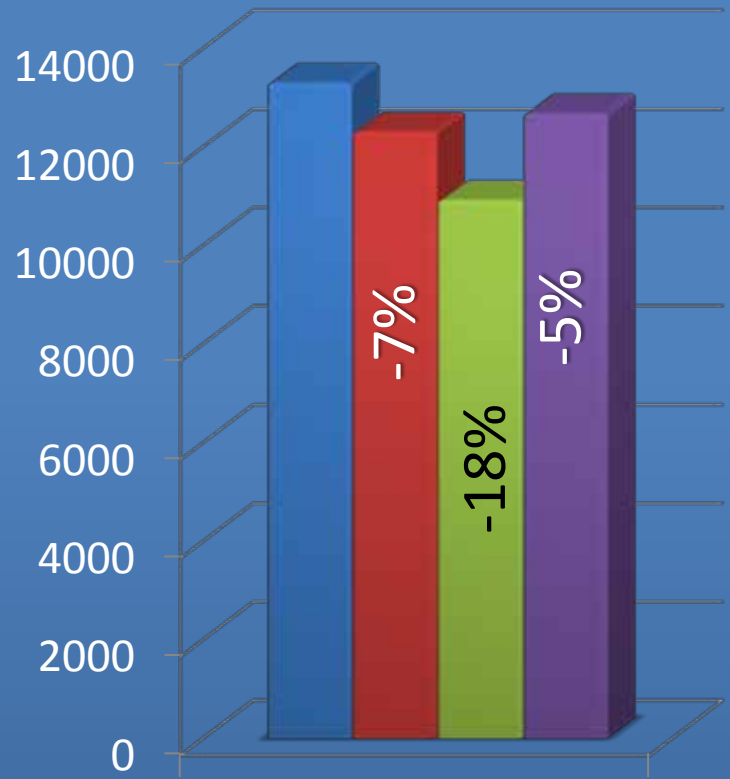
Всего 60 реакторов ВВЭР-1000

1. Все реакторы работают на урановом топливе.
2. Все реакторы работают на топливе РЕМИКС-А.
3. Все реакторы работают на топливе РЕМИКС-А2.
4. Часть реакторов (51) работают на урановом топливе и часть (9) работают на топливе РЕМИКС-Б.

Сравнение топливных циклов



Природный уран



Обогащение, т EUR

- UO2
- РЕМИКС-А
- РЕМИКС-А2
- РЕМИКС-Б

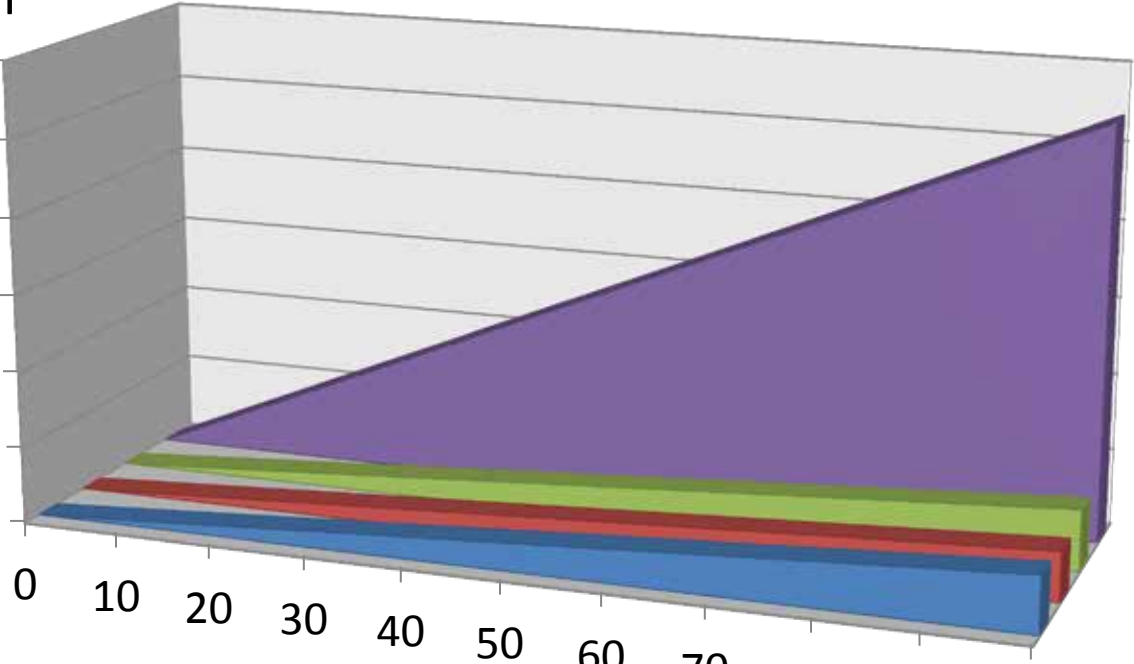
Накопления ОЯТ

тонн ОЯТ

120000
100000
80000
60000
40000
20000
0

0 10 20 30 40 50 60 70 80 90 100
лет

- РЕМИКС-А
- РЕМИКС-А2
- РЕМИКС-Б
- UO2



Экономический расчет

	Стоимость в год, млн. \$			
	Стандарт	Ремикс-А	Ремикс-А2	Ремикс-Б
Природный уран	889	667	592	756
Конверсия природного урана	89	67	59	76
Конверсия регенерированного урана	0	0	0	46
Обогащение	1730	1602	1421	1650
Переработка регенерата	0	806	904	850
Фабрикация UO2	284	0	0	242
Фабрикация Ремикс	0	741	740	197
Захоронение ОЯТ	571	126	110	135
Временное хранение 5 лет	81	81	81	81
Сумма	3645	4144	3907	4032

РЕМИКС-топливо

Увеличивается мощность дозы свежего топлива:

- Повышаются затраты на изготовление свежих ТВС
- Повышаются затраты на транспортировку ТВС

В следствие рециклирования ОЯТ:

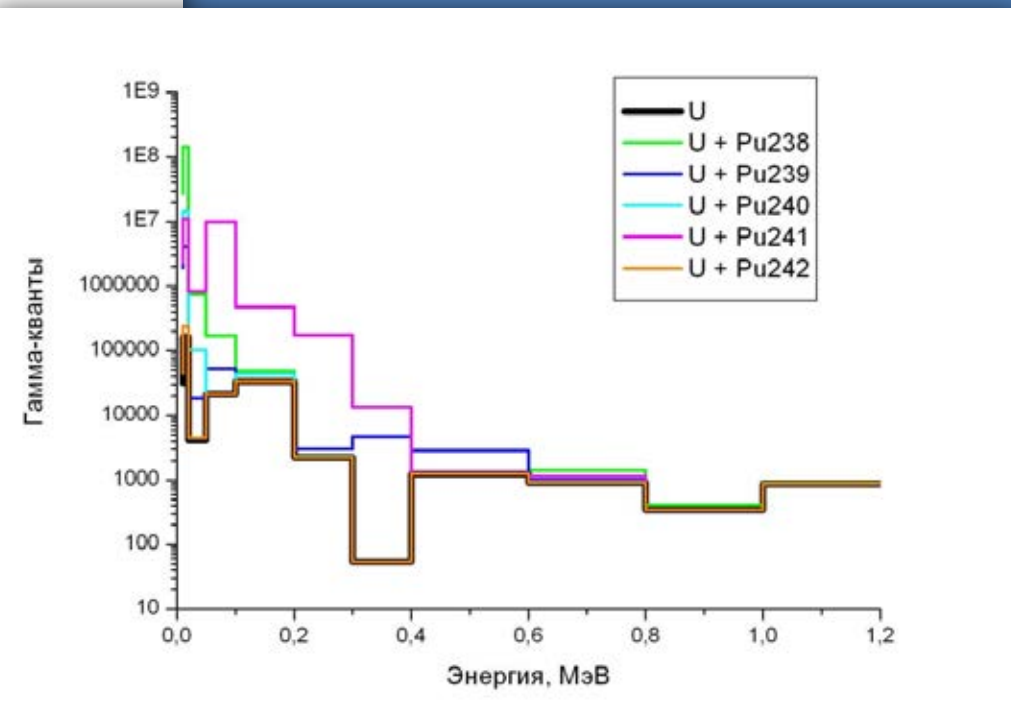
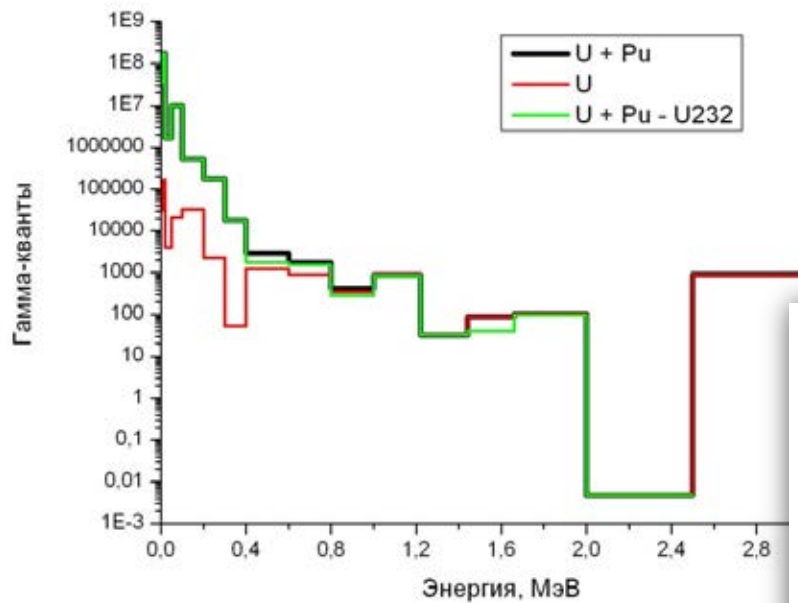
- Уменьшается использование природного урана
- Уменьшаются затраты на обогащение
- **Уменьшается накопление ОЯТ**



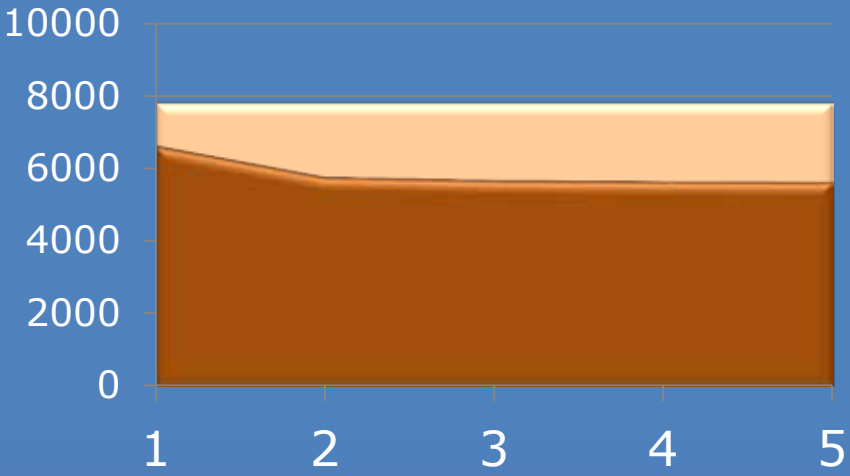
РЕМИКС-Б. Состав.

	Свежее	49,2	60	65	70
^{232}U	1,58E-05	1,62E-05	1,83E-05	1,94E-05	2,05E-05
^{234}U		0,09	0,10	0,11	0,12
^{235}U	43,747	19,39	15,35	13,67	12,12
^{236}U	22,02	25,77	26,10	26,17	26,22
^{238}U	904,23	926,80	930,41	931,95	933,34
U	970,0	972,04	971,96	971,91	971,80
Pu	30,0	27,96	28,04	28,09	28,20
$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$	19,51	15,75	15,28	15,09	14,92
$^{238}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu} + ^{242}\text{Pu}$	10,49	12,21	12,75	13,01	13,29
Pu _{нечетн} , %	65,0	56,3	54,5	53,7	52,9
Pu _{четн} , %	35,0	43,7	45,5	46,3	47,1
Энергетический потенциал	4,65	1,66	1,18	0,99	0,80

РЕМИКС-А. Гамма-спектры.

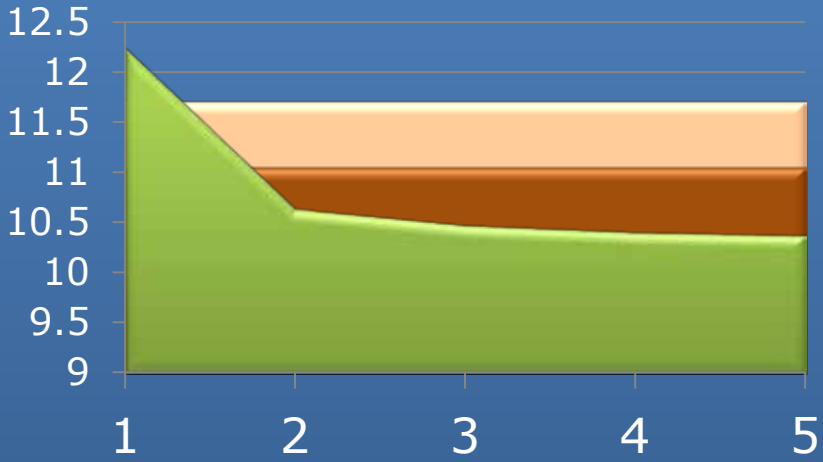


Сравнение UO₂-топлива и РЕМИКС-А



Затраты природного урана на производства 1т топлива

Экономия ПУ ≈ 25%

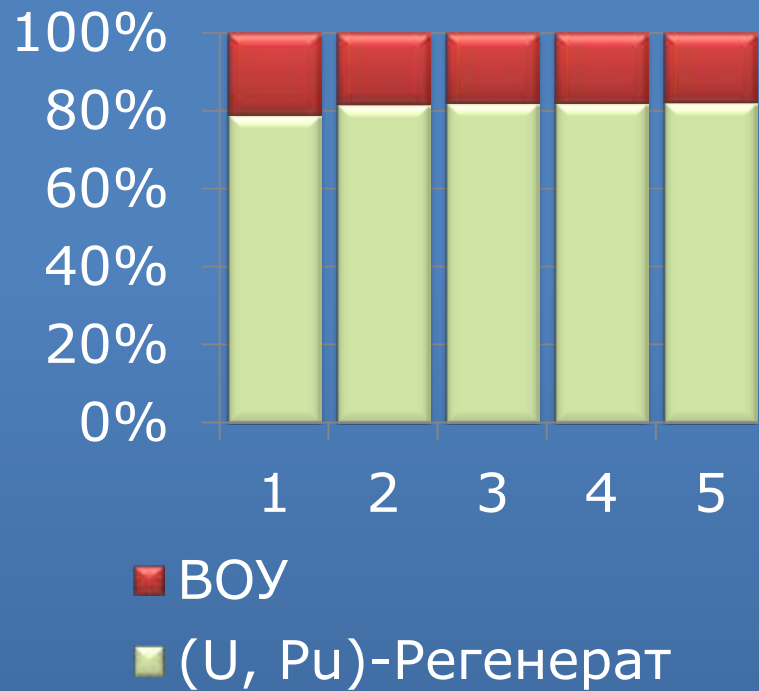


Затраты на обогащение (т ЕРР) для производства 1т топлива

Экономия ЕРР ≈ 7,4%

Накопление ОЯТ

1 т. РЕМИКС-А: $\approx 20\%$ ВОУ, $\approx 80\%$ (U, Pu)-регенерат.





Спасибо за внимание!

переход на топливо РЕМИКС –
Стратегический инвестиционный проект Росатома.



Управление «Реабилитация» ККРН
Отдел новых средств и методов диагностики

**ПРИМЕНЕНИЕ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО
МЕТОДА ПОИСКА ДЕЛЯЩИХСЯ
МАТЕРИАЛОВ В РАО ПРИ РАБОТАХ ПО
ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА**

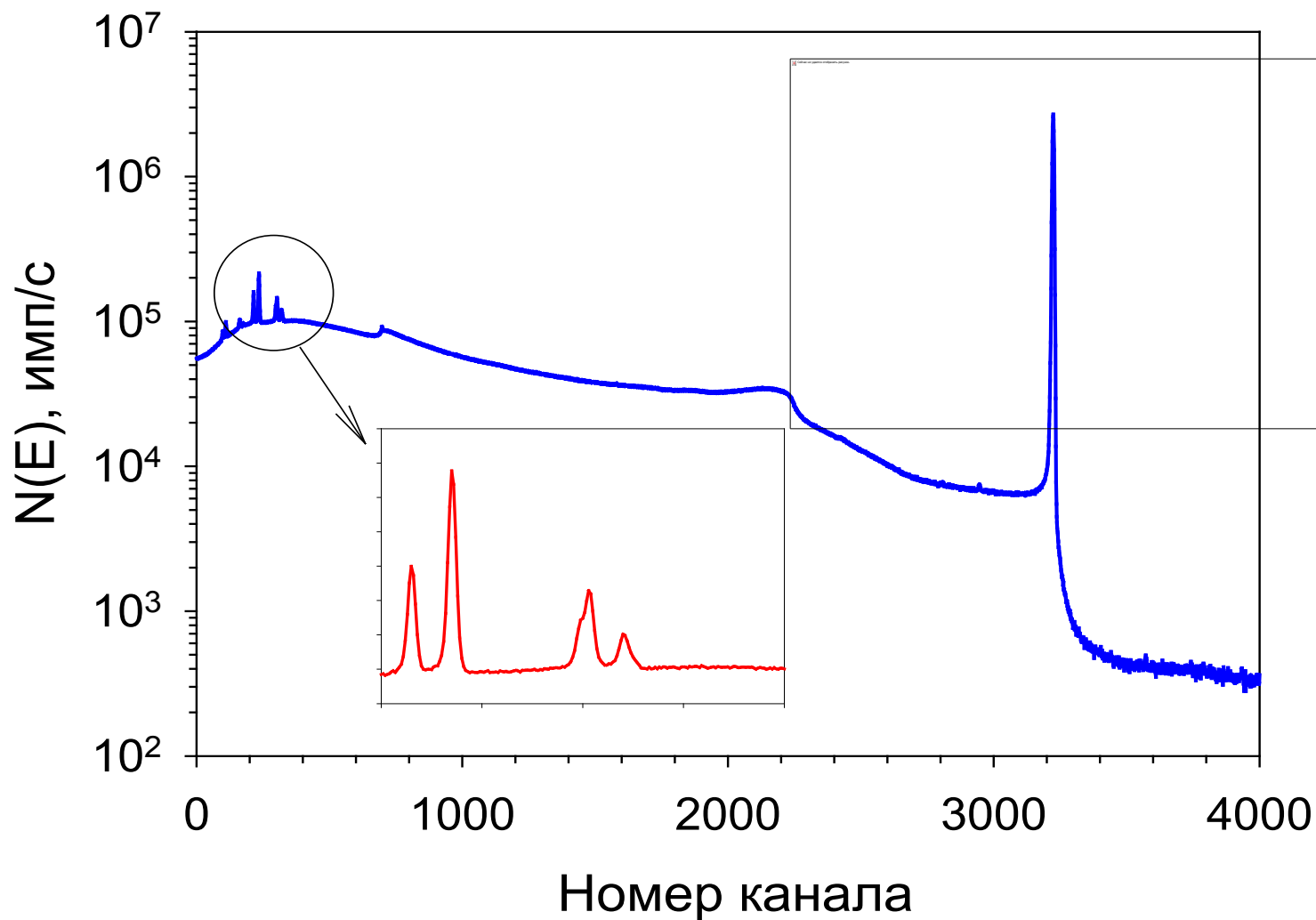
Волкович А.П., Потапов В.Н., В.Е. Степанов, С.В. Смирнов

НИЦ «КИ», сентябрь 24, 2015

Обнаружение урансодержащих материалов в элементах конструкций и оборудовании при выводе из эксплуатации реактора МР

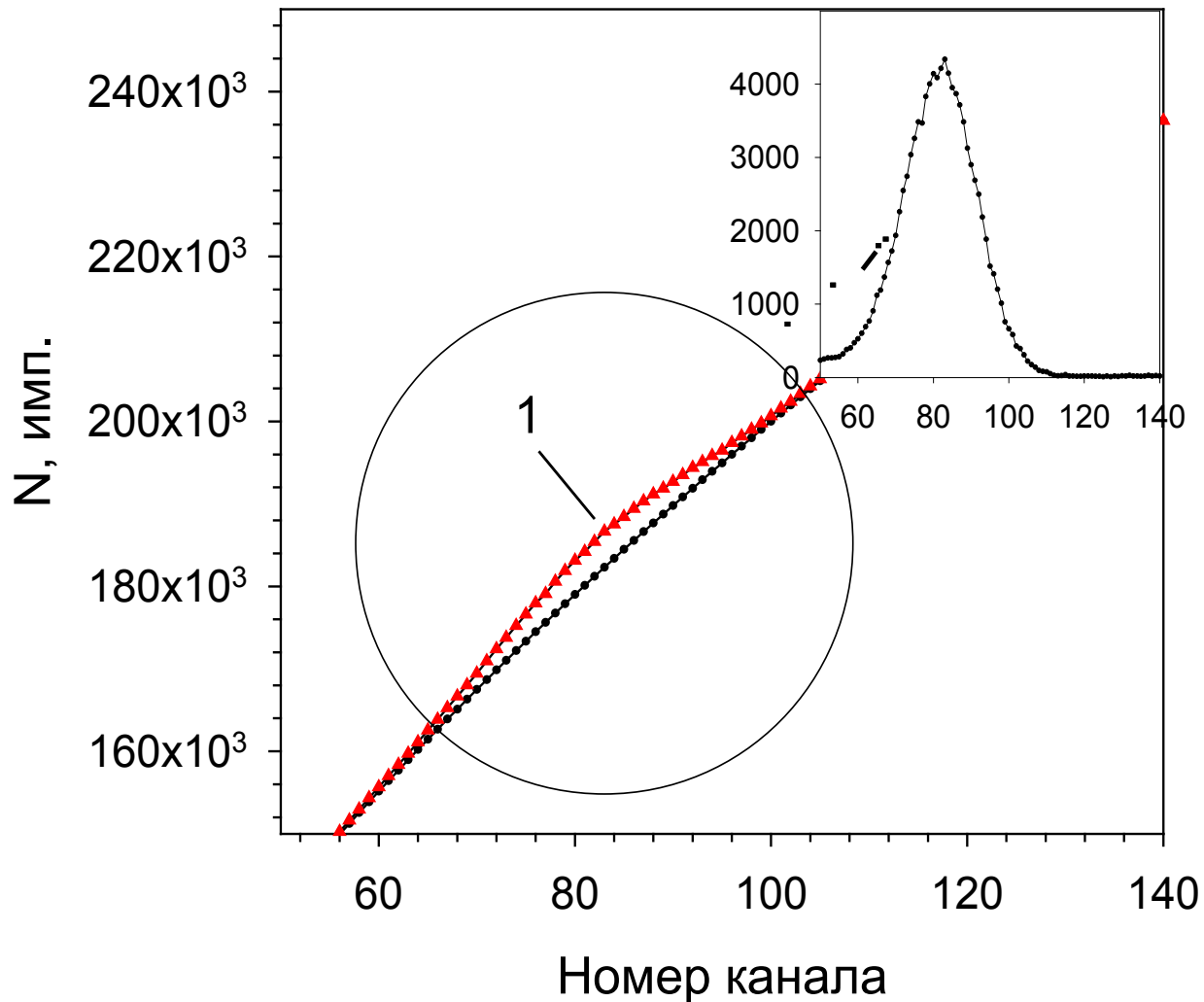
- n Объекты экспериментальной базы НИЦ «Курчатовский институт» – материаловедческие исследовательские реакторы МР (остановлен в 1993 г.) и РФТ (частично демонтирован в 1962 г.)
- n В процессе длительной эксплуатации реакторов в период с 1952 по 1993 гг были накоплены РАО, которые располагались во временных хранилищах высокоактивных отходов, в бассейне хранилище и т.д.

Амплитудный спектр излучения ОЯТ



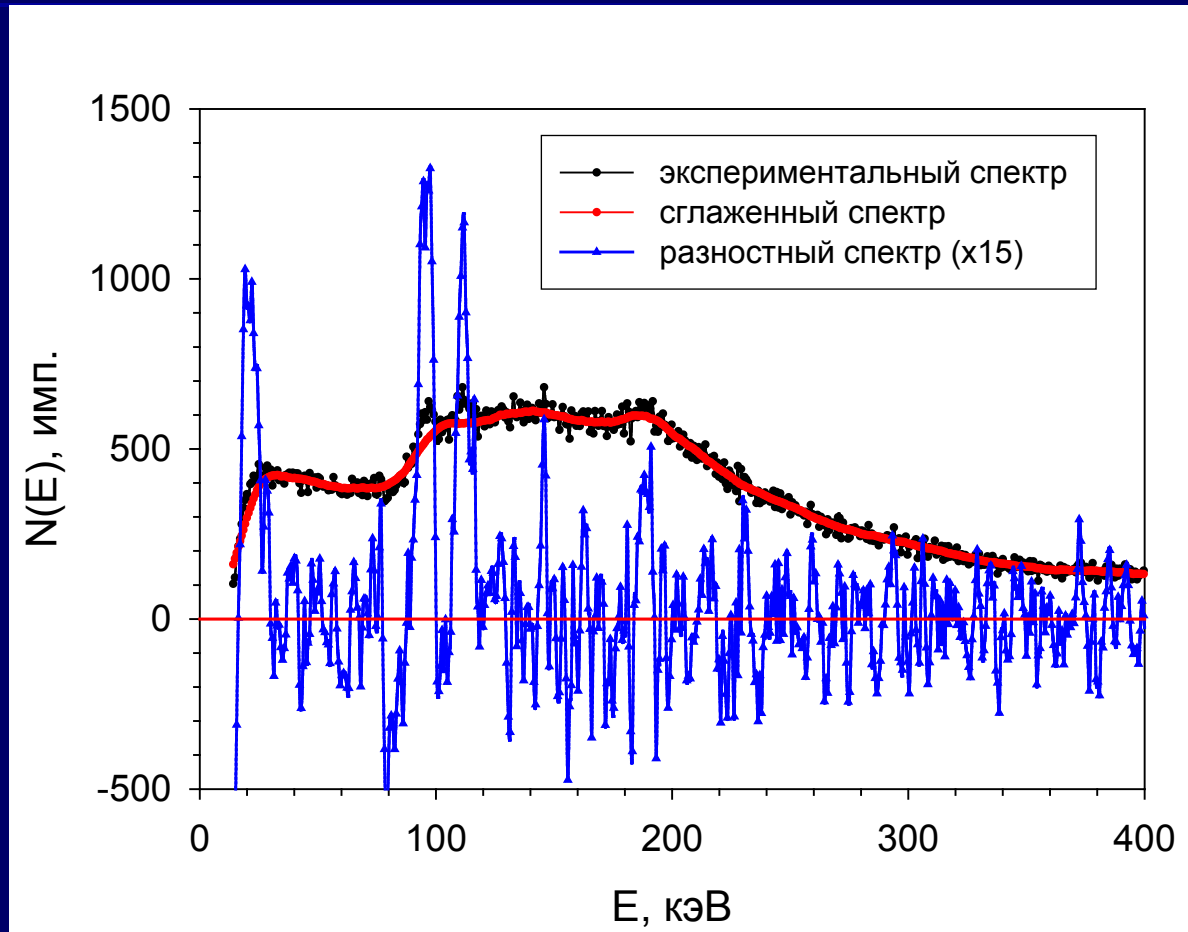
Интенсивности линий К-серии характеристического излучения урана

Тип линии	E, кэВ	Интенсивность, %
$UK_{\alpha 2}$	94,65	28,3
$UK_{\alpha 1}$	98,43	45,8
$UK_{\beta 3}$	110,42	5,64
$UK_{\beta 1}$	111,30	10,7
$UK_{\beta 5}$	111,96	0,396
$UK_{\beta 2}$	114,45	4,14
$UK_{\beta 4}$	114,84	1,48

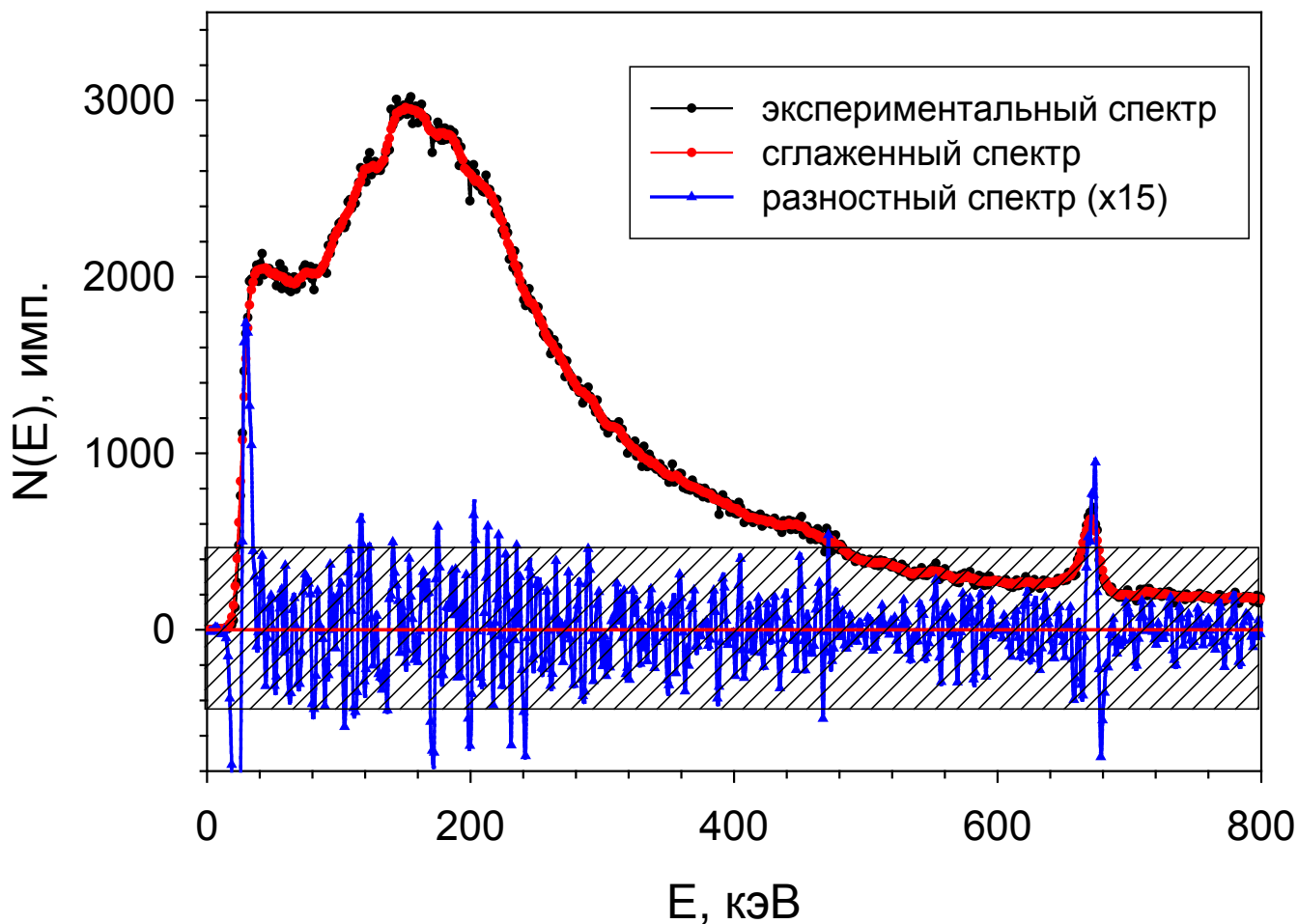


- n 1 – фрагмент спектра в области энергии ~ 100 кэВ
- n заштрихованная область – фоновая подложка;
- n разностный спектр (полезный сигнал в виде пика) – в верхнем правом углу

Аппаратурный спектр урансодержащих ТРО (детектор CdZnTe)



Аппаратурный спектр ТРО, не содержащих уран



Задачи

- n **1 – Обследование петлевых каналов МР**
- n **2 – Паспортизация пеналов с РАО из камеры резки МР и их сортировка на предмет наличия в них урансодержащих материалов**
- n **3 – обследование донных отложений бассейна реактора и бассейна хранилища**
- n **4 - Обследование хранилища высокоактивных ТРО экспериментального комплекса «Ромашка»
(Паспортизация пеналов с ТРО и их сортировка на предмет содержания в них урана)**

Средства для проведения дистанционных обследований в условиях высоких уровней МЭД

Гамма-локатор



$\Delta\varphi \approx 5^\circ$

50 nSv/hr – 0.03 Sv/hr

Брокк-пионер



$\Delta\varphi \approx 10^\circ$

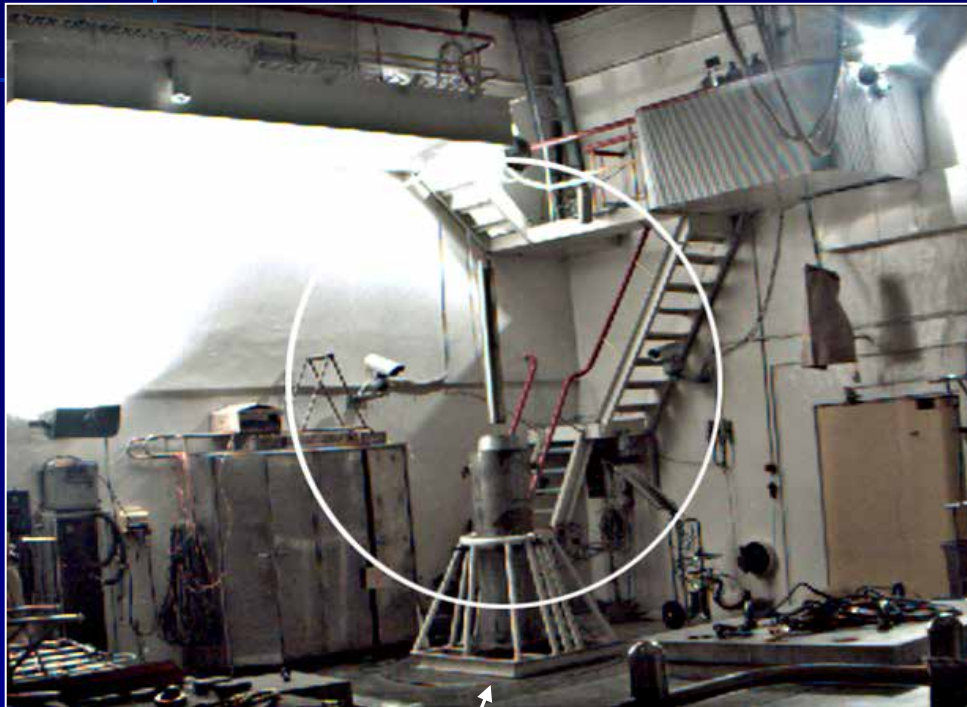
1mSv/hr – 8.50 Sv/hr

Визуализация ОЯТ и РАО и измерение МЭД в ячейках хранилища с помощью измерительного блока, установленного на работе БРОКК-90



Паспортизация РАО с помощью Гамма локатора

Измерения спектральных характеристик излучения петлевого канала



Поле зрения прибора



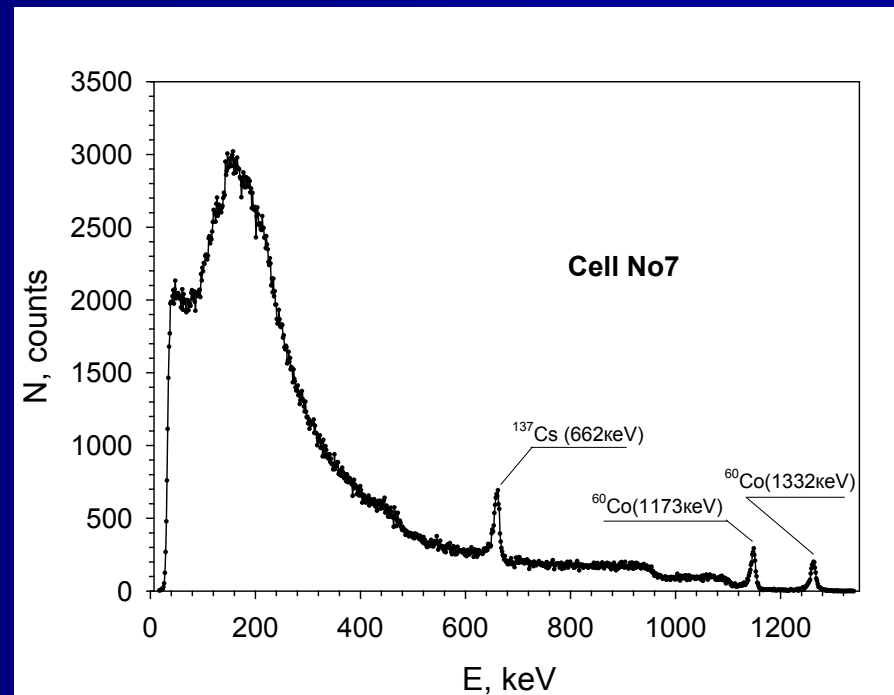
МЭД в точке установки прибора 20 mSv/hr

Измерение спектральных характеристик и активности ОЯТ и РАО с помощью Гамма локатора

Помещение операторской кабины

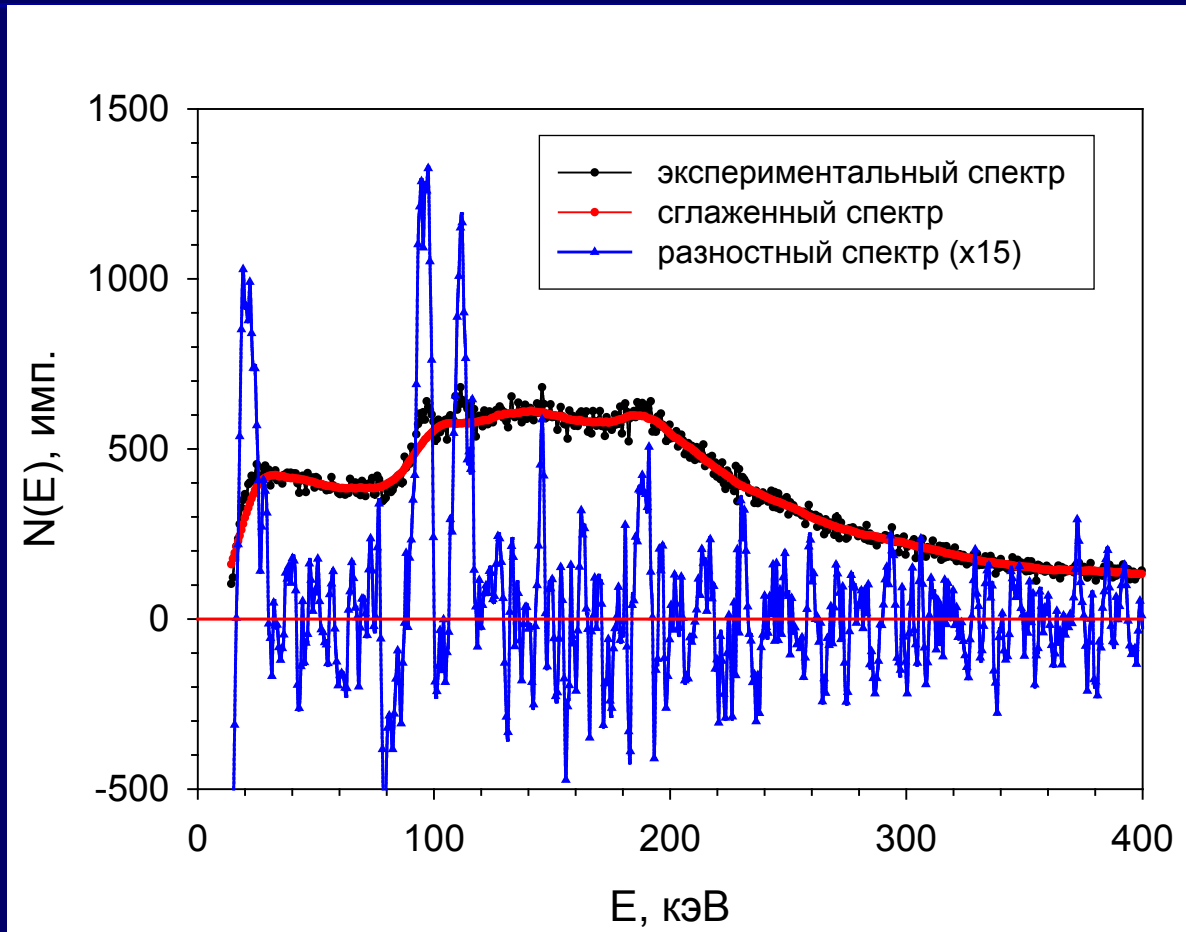


Спектр изучения пенала с РАО

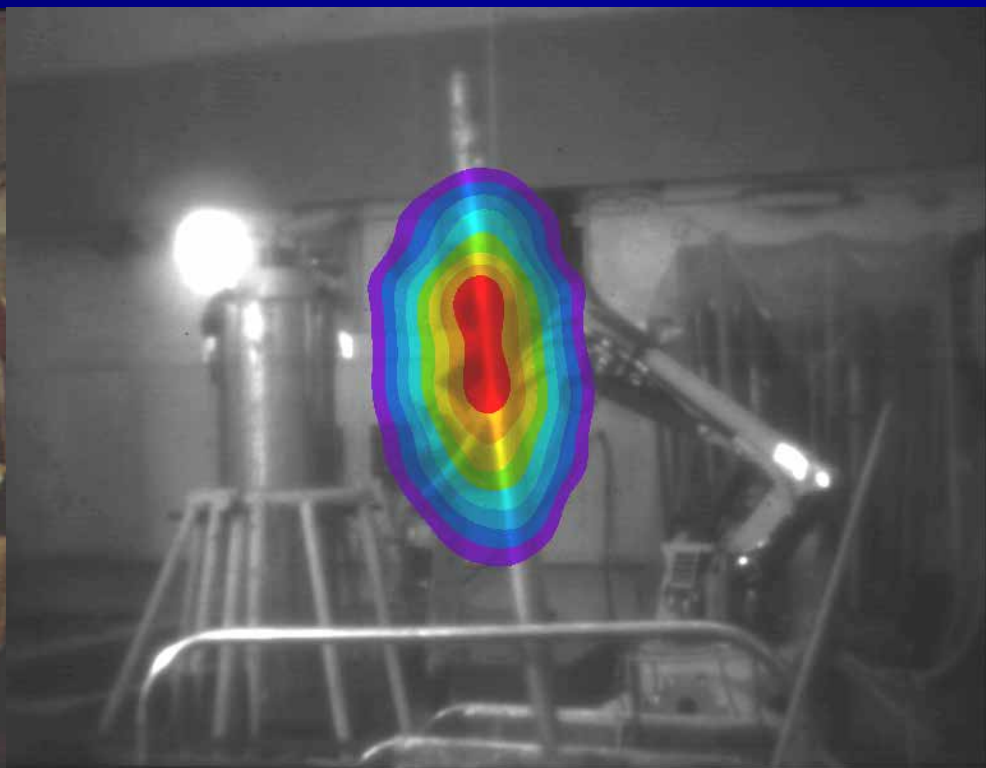
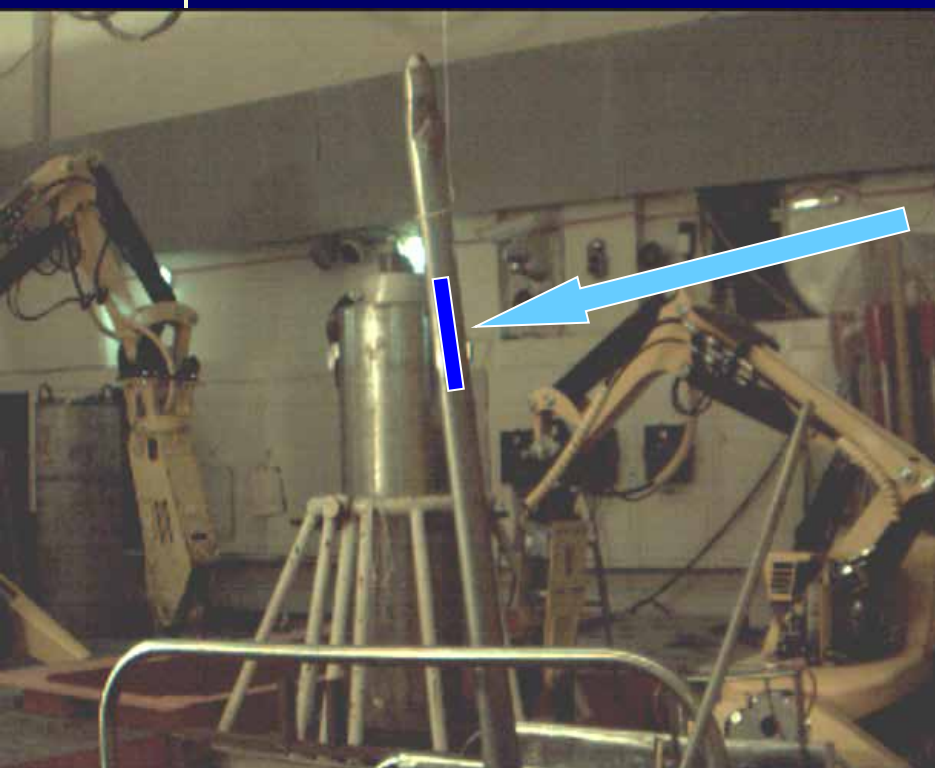


Пульты управления Гамма локатора и измерительной системы робота БРОКК

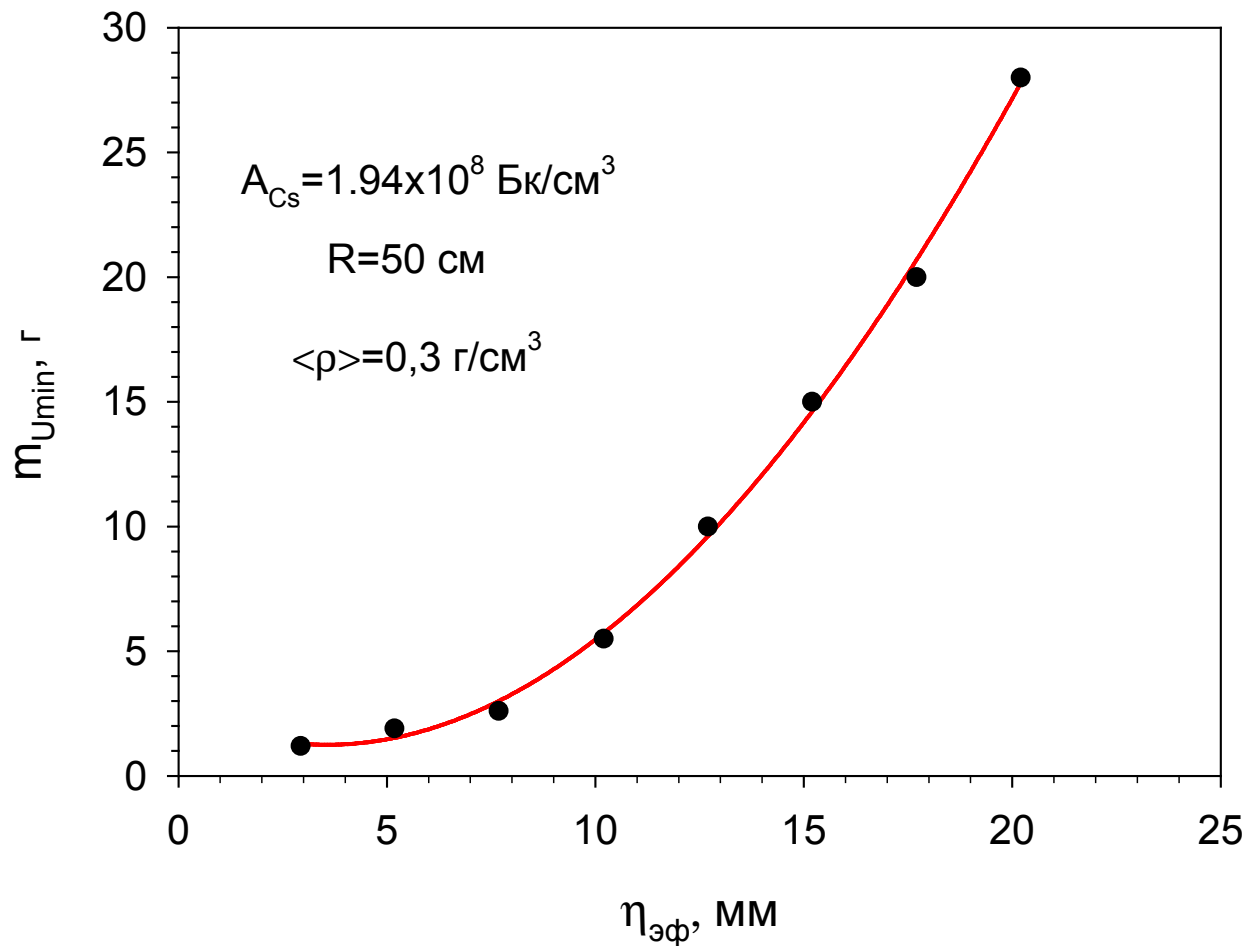
Амплитудный спектр урансодержащих ТРО (детектор CdZnTe)



Образец ОЯТ в стальном кожухе



МОМ урана в пеналах



n Достоинство метода:

n 1 – простота реализации метода
обнаружения ОЯТ

n Недостатки:

n 1 – существует вероятность пропуска урансодержащего материала в обследуемом объекте из-за существенного поглощения характеристического излучения урана в стенках пеналов и металлических отходах

n 2 – отсутствие количественной оценки массы урансодержащего материала

ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С ЖОЯТ РУ ИИН-ЗМ НА ФГУП «ПО «МАЯК»»

*А.А. Рожновская, А.В. Деткина, А.З. Гаязов, С.В. Комаров
(ООО НПФ «Сосны», г.Москва)*



www.sosny.ru
www.sosnycompany.com

Цель работы

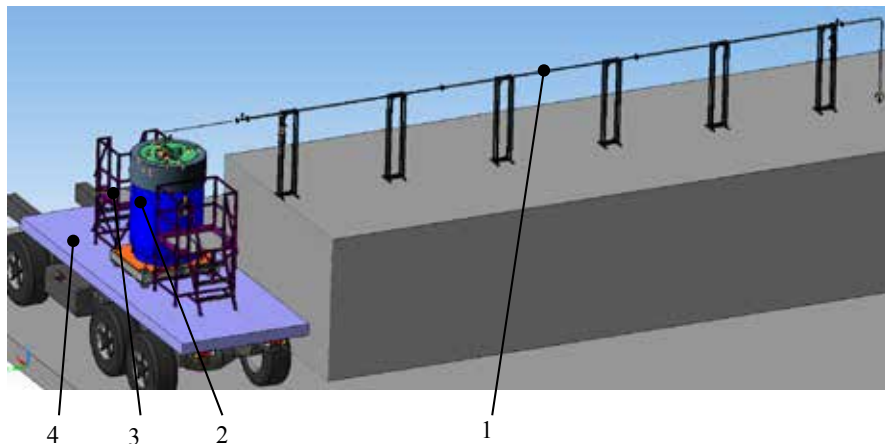
Анализ безопасности нормальной эксплуатации комплекса оборудования для обращения с ЖОЯТ РУ ИИН-ЗМ на ФГУП «ПО «Маяк», а также при проектных и запроектных авариях, был проведен с целью обоснования следующих видов деятельности:

- n выгрузка ЖОЯТ из пеналов в аппарат узла растворения;
- n обращение с РАО при их образовании и передаче в действующую на ФГУП «ПО «Маяк» систему обращения с РАО.

С помощью анализа и оценки последствий исходных событий, приводящих к проектным и запроектным авариям, необходимо было показать, что работа комплекса оборудования для обращения с ЖОЯТ РУ ИИН-ЗМ соответствует действующим НД.

Технология обращения с ЖОЯТ

- 1 этап – Приём ТУК-145/С и перевозка контейнера SKODA VPVR/М к месту выгрузки ЖОЯТ из пеналов.
- 2 этап – Подготовка контейнера SKODA VPVR/М к выгрузке ЖОЯТ из пенала.
- 3 этап – Перекачка ЖОЯТ из пеналов в аппарат узла растворения.
- 4 этап – Подготовка порожнего контейнера SKODA VPVR/М к отправке.
- 5 этап – Демонтаж оборудования, используемого в процессе подготовки ЖОЯТ к переработке.



- 1 – линия перекачки ЖОЯТ; 2 – контейнер SKODA VPVR/М;
3 – трейлер;
4 – площадка обслуживания

Рисунок 1 – Общий вид оборудования для перекачки ЖОЯТ из пеналов в аппарат узла растворения

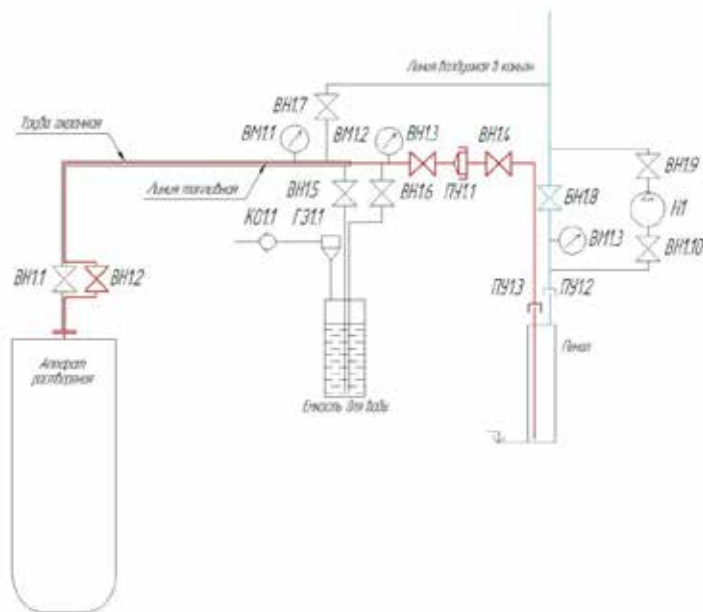


Рисунок 2 – Схема подключения пенала к узлу растворения

Исходные данные (нормальная эксплуатация)

Основной источник радиационного воздействия на персонал – **продукты деления, локализованные в ЖОЯТ РУ ИИН-ЗМ.**

Объем ЖОЯТ в каждом из 16 пеналов не превышает 1,7 л; плотность ЖОЯТ - 1,27 г/см³.

Таблица 1 – Удельная активность основных дозообразующих радионуклидов, локализованных в ЖОЯТ

Изотоп	Удельная активность, Бк/л
¹⁴⁴ Ce	$1,23 \cdot 10^8$
¹³⁷ Cs	$3,32 \cdot 10^9$
¹⁰⁶ Ru	$1,19 \cdot 10^7$
⁹⁰ Sr	$3,15 \cdot 10^9$
⁸⁵ Kr	$2,00 \cdot 10^8$

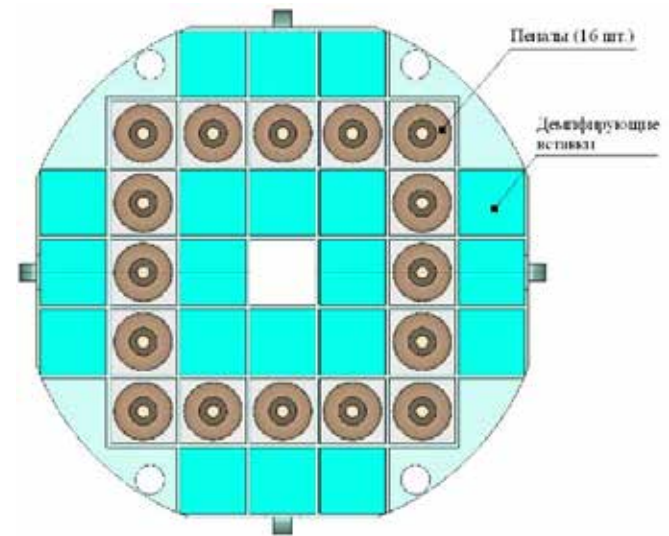


Рисунок 3 – Схема размещения пеналов с ЖОЯТ в чехле контейнера SKODA VPVR/M

Исходные данные (нормальная эксплуатация)

Расчет МЭД на рабочих местах персонала проводился для следующих операций.

1. Транспортировка закрытого контейнера SKODA VPVR/M с ЖОЯТ

2. Подготовка контейнера SKODA VPVR/M к выгрузке ЖОЯТ:

1) с контейнера SKODA VPVR/M демонтирована верхняя наружная крышка и установлена перегрузочная плита;

2) с контейнера SKODA VPVR/M демонтированы верхние наружная и внутренняя крышки и установлена перегрузочная плита ;

3) на контейнер SKODA VPVR/M установлены перегрузочная плита и кондуктор, открыт один из шиберов кондуктора;

4) на контейнер SKODA VPVR/M установлены перегрузочная плита и кондуктор, открыт один из шиберов кондуктора, размещено устройство зажимное.

3. Выгрузка ЖОЯТ из пенала по трубке топливной линии в аппарат узла растворения.

4. Выгрузка пустых пеналов из контейнера SKODA VPVR/M.

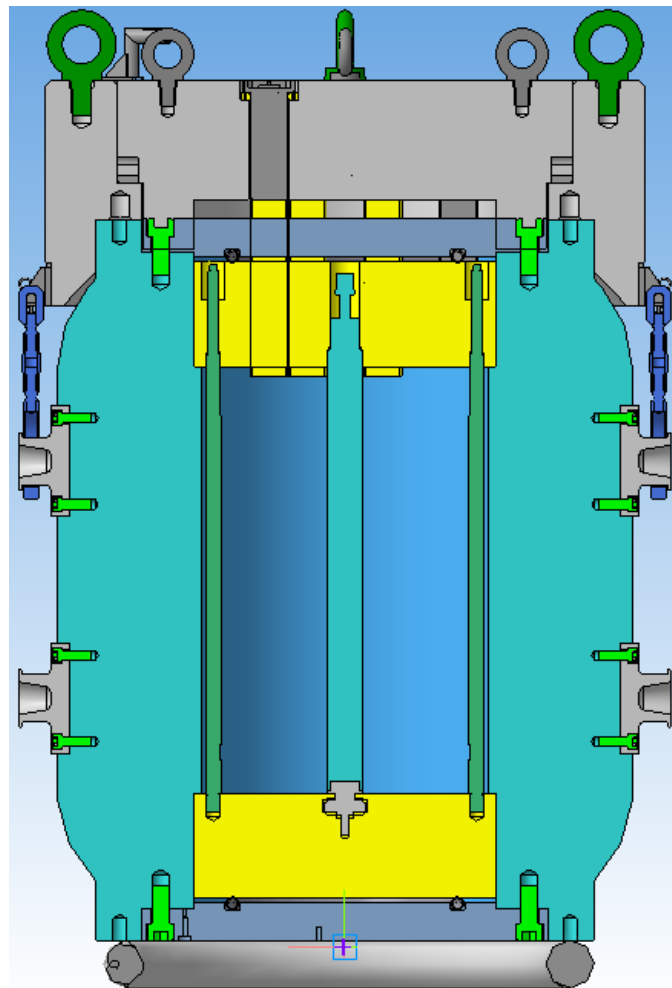


Рисунок 4 – Общий вид ТУК SKODA

Нормальная эксплуатация. Методика расчета

При обосновании защиты персонала от внешнего излучения, в зависимости от сложности геометрических моделей, использовались следующие программные средства: TDMCC (реализует метод Монте-Карло) и Microshield 8.02 (инженерные методы).

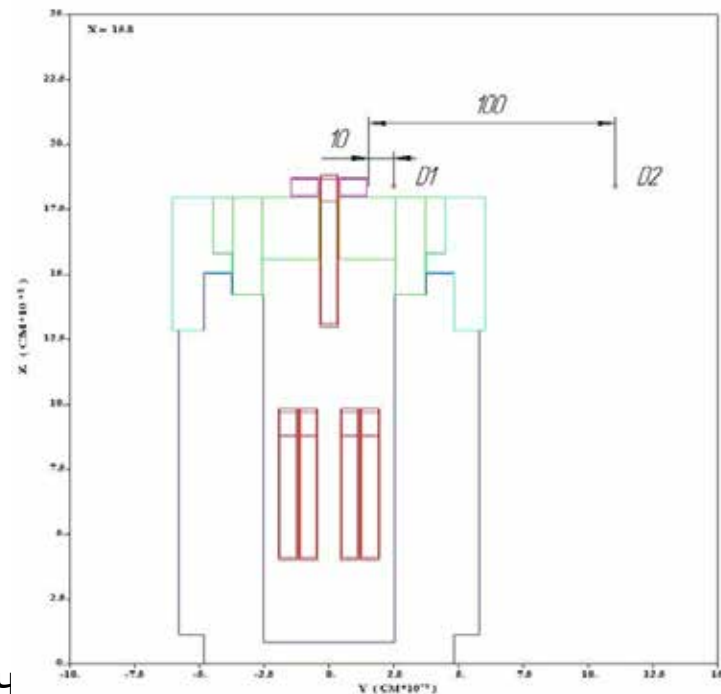
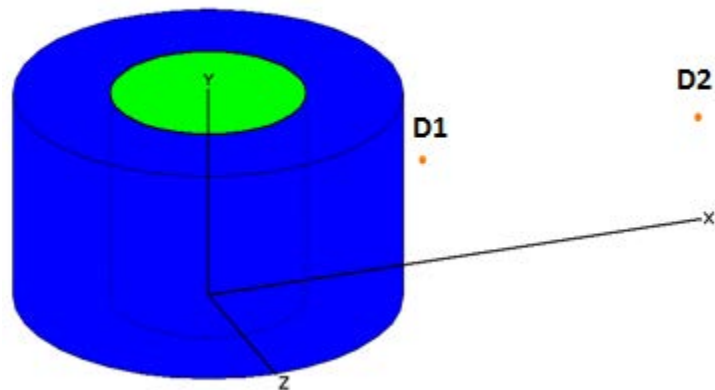


Рисунок 5 – Примеры расч

Транспортировка закрытого контейнера с ЖОЯТ (слева ПС Microshield 8.02). Контейнер с установленными на него перегрузочной плитой и кондуктором, открыт один из шиберов кондуктора, размещено устройство зажимное (справа ПС TDMCC).

Результаты расчета. Нормальная эксплуатация

Моделируемые геометрии, для расчета МЭД на рабочих местах персонала	МЭД, мкЗв/ч	
	D1*	D2**
Закрытый контейнер с ЖОЯТ	$4 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$
Контейнер SKODA VPVR/M с демонтированной верхней наружной крышкой и установленной перегрузочной плитой	$7 \cdot 10^{-4}$	$3 \cdot 10^{-4}$
Контейнер SKODA VPVR/M с демонтированными верхними наружной и внутренней крышками при установке кондуктора	6,4	1,28
Контейнер SKODA VPVR/M с установленными на него перегрузочной плитой и кондуктором (один шибер открыт)	8	$7 \cdot 10^{-3}$
Контейнер SKODA VPVR/M с установленными на него перегрузочной плитой и кондуктором, размещенным зажимным устройством и поднятым пеналом с ЖОЯТ	0,2	$3 \cdot 10^{-3}$
Заполненная трубка топливной линии	44	4.4
Пустые пеналы с неизвлекаемым остатком ЖОЯТ	15.2	—

* D1 – точка детектирования на расстоянии 10 см от источника излучения;

** D2 – точка детектирования на расстоянии 100 см от источника излучения.

Максимальная индивидуальная доза внешнего облучения персонала при обращении с ЖОЯТ, полученная оператором цеха, не превысит **50 мкЗв**.

Исходные данные (аварийные условия)

Нарушение нормальной эксплуатации:

§ потеря проходимости трубки топливной линии при передаче ЖОЯТ РУ ИИН-3М в аппарат узла растворения;

§ потеря герметичности соединений топливной линии.

Проектные аварии:

внутренние исходные события:

§ разрыв трубки топливной линии;

§ отказ запорно-регулирующей арматуры;

§ падение пенала с ЖОЯТ.

внешние исходные события:

§ потеря энергоснабжения.

Запроектные аварии:

§ землетрясение с интенсивностью, соответствующей максимальному расчетному землетрясению.

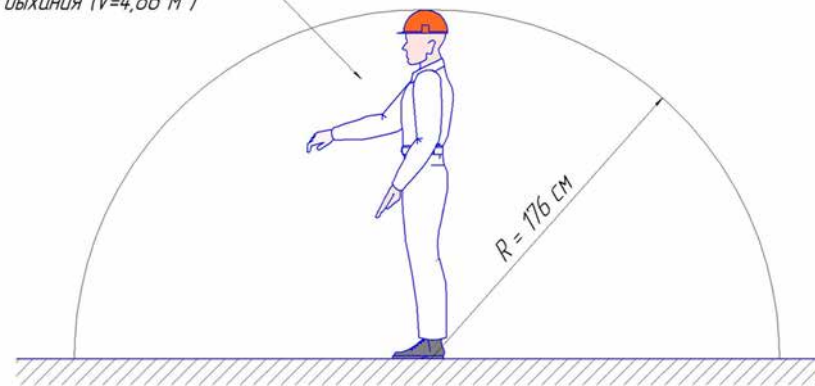
Разрыв трубки топливной линии. Методика расчета

Объем ЖОЯТ, поступающий в помещение при разрыве трубки топливной линии (толщина пленки разлива - 1 мм):

Сценарий 1. На участке секции подключения к аппарату узла растворения – 212 см³;

Сценарий 2. На участке секции подключения к транспортному пеналу – 35 см³.

Объем воздуха, используемого для дыхания (V=4,86 м³)



Активность РВ, поступивших в воздух помещения за время, прошедшее от идентификации события до начала проведения мероприятий по ликвидации последствий, рассчитывается по формуле:

$$A = YA_j \cdot W_B \cdot M \cdot K_{\text{пер}} ,$$

где YA_j - удельная активность j-го радионуклида в ЖОЯТ, Бк/г;

W_B - объемная доля воды в ЖОЯТ, равная 93,1% (расчетное значение, полученное на основе плотности раствора и химической формулы соединения);

M – масса влаги, испарившейся с поверхности разлива за время принятия решения о способе ликвидации последствий аварии (6 часов), г (сценарий 1 - 0,156 г и сценарий 2 - 0,026 г);

$K_{\text{пер}}$ – коэффициент перераспределения радиоактивных веществ с поверхности разлива ЖОЯТ в воздушную среду (от 10^{-9} до 10^{-2}).

Результаты расчета (аварийные условия)

Таблица 3 – Результаты расчета значений объемной активности основных дозообразующих радионуклидов, поступающих в организм персонала при ингаляции в результате разрыва топливной линии на участках, не имеющих охранной трубы

Изотоп	Объемная активность РВ в воздухе помещения при испарении с площади 0,212 м ² , Бк/м ³	Объемная активность РВ в воздухе помещения при испарении с площади 3,53·10 ⁻² м ² , Бк/м ³	Объемная активность РВ во вдыхаемом воздухе при испарении с площади 0,212 м ² , Бк/м ³	Объемная активность РВ во вдыхаемом воздухе при испарении с площади 3,53·10 ⁻² м ² , Бк/м ³	Допустимая среднегодовая объемная активность ДОА _{перс} Бк/м ³
¹⁴⁴ Ce	2,91·10 ¹	4,85	2,91·10 ⁻¹	4,85·10 ⁻²	1,60·10 ²
¹³⁷ Cs	7,83·10 ²	1,30·10 ²	7,83	1,30	1,70·10 ³
¹⁰⁶ Ru	2,81	4,68·10 ⁻¹	2,81·10 ⁻²	4,68·10 ⁻³	1,30·10 ²
⁹⁰ Sr	7,43·10 ²	1,24·10 ²	7,43	1,24	5,30·10 ¹

Результаты расчета (аварийные условия)

Расчетная модель для оценки МЭД при ликвидации последствий аварий

Цилиндрический источник излучения:

Высота 1 м, диаметр **520** мм (сценарий 1)/**212** мм (сценарий 2).

Время на ликвидацию последствий рассматриваемого события – 3 человеко-часа.

Результаты расчета

Таблица 4 – Результаты расчета МЭД и коллективной дозы при ликвидации последствий аварий

Сценарий	МЭД, мкЗв/ч	Коллективная доза (при ликвидации последствий аварии), чел.-мкЗв
1. Разрыв трубки топливной линии на участке секции подключения к аппарату узла растворения	149,5	448,5
2. Разрыв трубки топливной линии на участке секции подключения к транспортному пеналу	27,5	82,5

Заключение

- § Были получены значения МЭД на поверхности и расстоянии 1 м от поверхности оборудования, содержащего ЖОЯТ. На основе этого были оценены индивидуальные и коллективные дозы персонала при реализации технологической последовательности по обращению с ЖОЯТ РУ ИИН-3М при нормальной эксплуатации.
- § В случае проектных аварий проведена оценка удельной активности радионуклидов в воздухе и рассчитаны коллективные дозы при ликвидации последствий аварии.
- § Результаты расчетов показали непревышение основных пределов доз и объемной активности радионуклидов в воздухе, установленных для персонала, что позволяет сделать вывод о достаточности принятых мер по защите персонала от воздействия ионизирующего излучения.



Национальный исследовательский центр
«Курчатовский институт»

Проведение измерений по характеризации РАО в бассейнах выводимых из эксплуатации ОИАЭ

*Сафронов А.М., Потапов В.Н., Степанов В.Е.,
Смирнов С.В.*

X научная конференция «Радиационная защита и радиационная
безопасность в ядерных технологиях»

г. Москва и г. Обнинск, 22-25 сентября 2015 г.

Общая постановка задачи

При выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) непременно возникает необходимость в их радиационном обследовании. Особую сложность представляет проведение подводных измерений в бассейнах рассматриваемых объектов.

Основные цели спектрометрического обследования бассейнов выводимых из эксплуатации ОИАЭ:

- определение радионуклидного состава радиоактивных отходов (РАО), в том числе и обнаружение урансодержащих материалов;
- оценка поверхностной активности радионуклидов;
- получение изображений из точек проведения измерений.

Для решения этих задач была разработана подводная спектрометрическая система с коллимированным полупроводниковым детектором на основе кристалла CdZnTe.

Краткое описание подводной спектрометрической системы

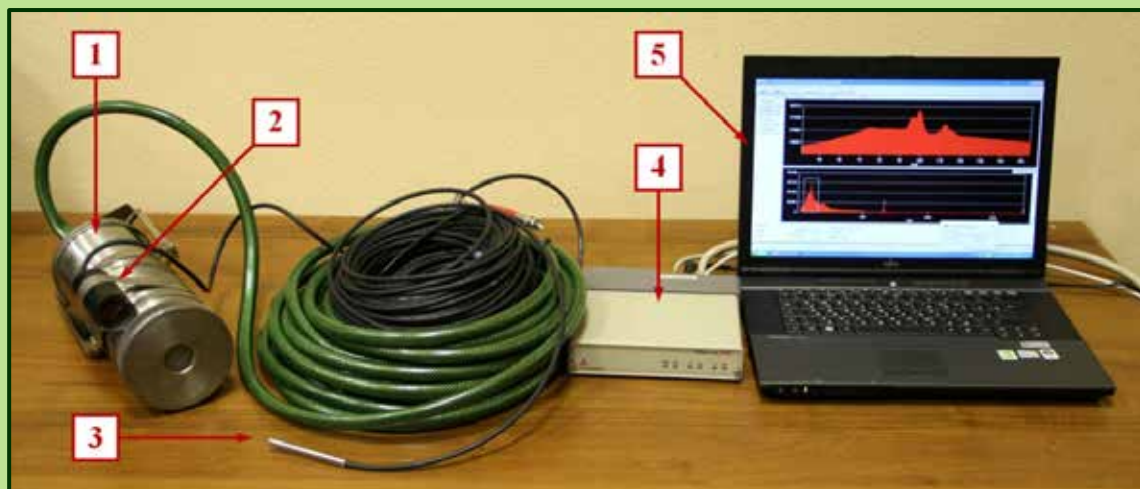


Рис. 1. Общий вид подводной спектрометрической системы. 1 – детекторный блок, 2 – видеокамера, 3 – спектрометрический детектор, 4 – анализатор InSpector 2000, 5 – компьютер.

Особенности системы:

- Спектрометрическая система позволяет проводить измерения в воде на глубине 9 м;
- Используемый полупроводниковый детектор на основе кристалла CdZnTe обладает высоким энергетическим разрешением и не требует охлаждения.

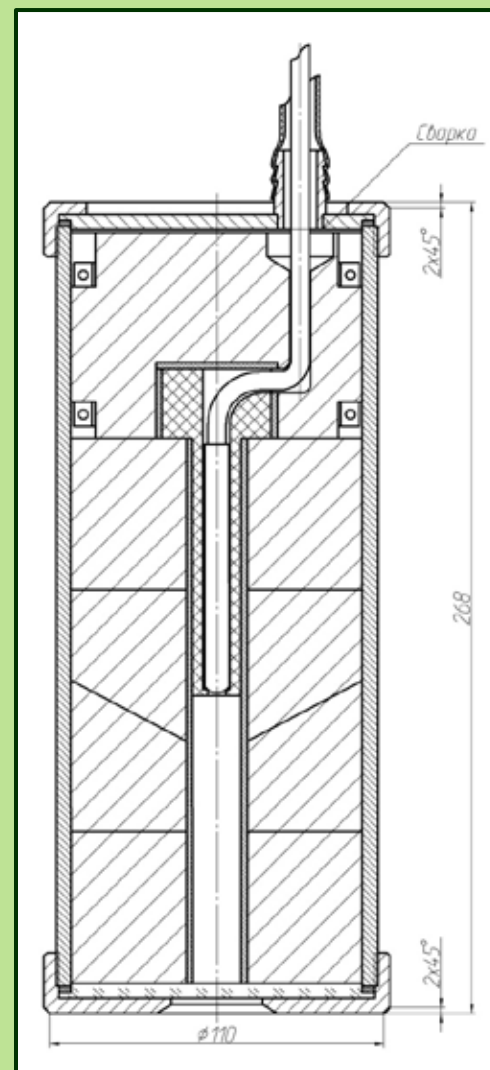


Рис. 2. Продольный разрез детекторного блока.

Спектрометрическое обследование дна бассейна реактора МР

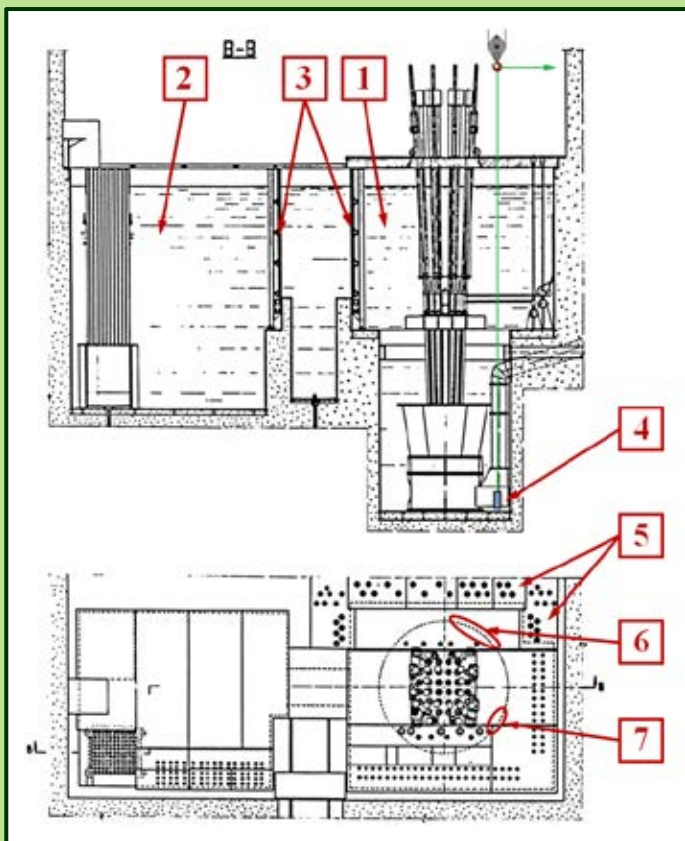


Рис. 3. Продольный разрез и план бассейнов реактора МР.

1 – бассейн реактора, 2 – бассейн-хранилище, 3 – ворота шлюза, 4 – детекторный блок системы, 5 – защитные плиты, 6 – 1-ая зона измерений (точки 1-4), 7 – 2-ая зона измерений (точки 5-8).

Таблица 1. Оценка поверхностной активности радионуклидов и мощности дозы на детекторе при измерениях участков дна бассейна реактора МР.

Номер точки измерения	Эффективная поверхностная активность радионуклидов				Мощность дозы на детекторе в коллиматоре Н, мЗв/ч
	$A_s(\text{Cs-137})$, Бк/см ²	$A_s(\text{Co-60})$, Бк/см ²	$A_s(\text{Eu-154})$, Бк/см ²	$A_s(\text{U-235})$, Бк/см ²	
1	7.35×10^5	3.33×10^5	8.96×10^4	1.64×10^5	0.33
2	3.20×10^5	1.67×10^5	–	–	0.32
3	3.84×10^5	2.86×10^5	–	3.46×10^4	0.31
4	1.28×10^5	3.33×10^5	–	–	0.34
5	–	1.77×10^7	–	–	11.83
6	–	8.31×10^6	–	–	6.33
7	–	5.88×10^6	–	–	4.01
8	–	4.38×10^6	–	–	3.14

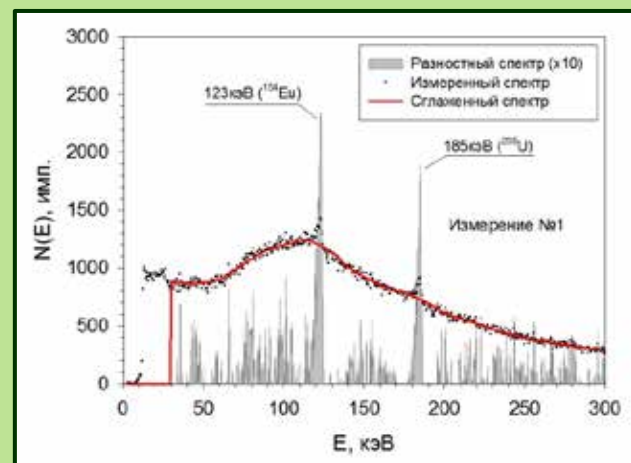


Рис. 4. Фрагмент спектра измерения в точке 1.

Заключение

- Спектрометрическая система применялась при обследовании бассейнов реактора МР и бассейна-хранилища объекта «Газовый завод»;
- Определены нуклидный состав РАО и величины поверхностной активности радионуклидов;
- Полученная информация использована при проведении работ на обследованных объектах.



Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»

ФГУП «Горно-химический комбинат»

Безопасность и эффективность обращения с ОЯТ на ФГУП «ГХК»

Концепция развития ядерного топливно - энергетического комплекса

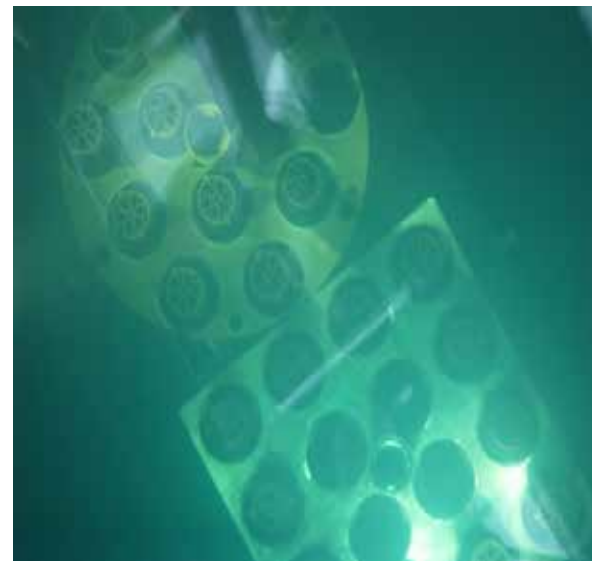
Концепция развития ядерного топливно-энергетического комплекса России направлена на замыкание ЯТЦ и реализуется по пяти основным направлениям:

1. Строительство энергоблоков с реакторными установками ВВЭР нового поколения.
2. Централизованное хранение ОЯТ до момента его переработки.
3. Создание парка реакторов на быстрых нейтронах, способного обеспечить развитие энергетики на быстрых нейтронах.
4. Создание крупномасштабного завода по переработке ОЯТ и фабрикации МОКС-топлива.
5. Создание пункта окончательной изоляции отвержденных ВАО.

Общий вид сооружаемого комплекса по обращению с ОЯТ на ФГУП «ГХК»



Водоохлаждаемое («мокрое») хранилище ОЯТ ВВЭР-1000



Характеристики хранилища:

Вместимость – более 8000 т по ОЯТ ВВЭР-1000;

Общее количество воды в системе охлаждения – 40000 м³;

Температура воды в отсеках – max 50 °С;

Наличие грузоподъемных механизмов;

Система резервных резервуаров для подачи охлаждающей воды.

Схема обращения с ОЯТ реакторов ВВЭР-1000



Реконструкция «мокрого» хранилища



В результате реконструкции внесены качественные улучшения:

- Øзначительно повышена сейсмоустойчивость хранилища: усилен фундамент, строительные конструкции, облегчена кровля;
- Øпроизведена замена кранов;
- Øувеличена производительность и надежность системы охлаждения.

Детерминистский анализ безопасности «мокрого» хранилища ОЯТ

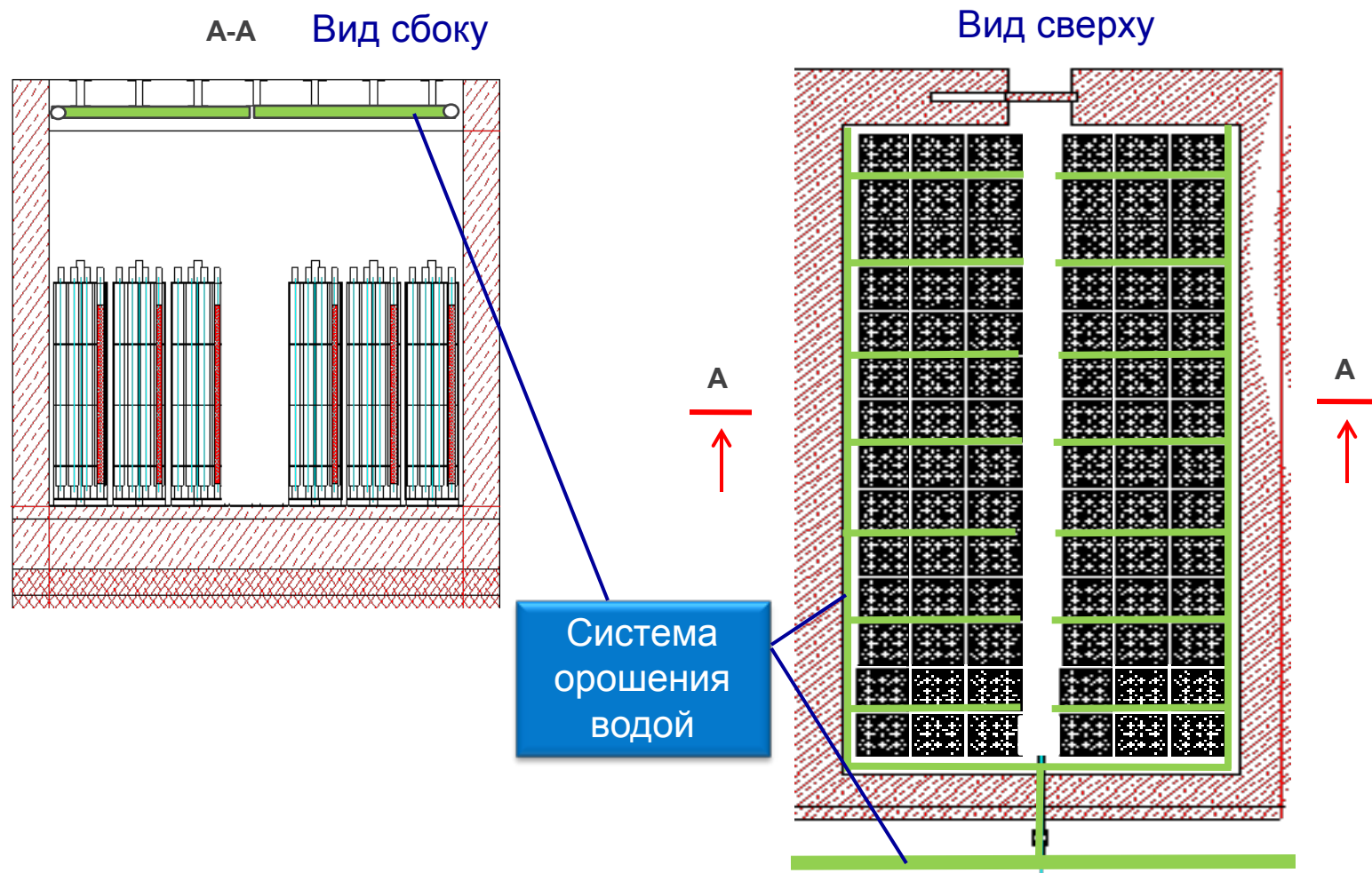
Анализ запроектных аварий с обезвоживанием отсеков «мокрого» хранилища выполнен на основе трехмерных моделей отсека хранилища с использованием современных программных комплексов для выполнения теплогидравлических расчетов (ANSYS, VIBROS2.1, CILINDR-KOMPLE и т.д.).

Определены эффективные меры по управлению запроектными авариями, включающие:

- ∅ орошение водой ОТВС аварийных отсеков;
- ∅ надежное охлаждение неаварийных отсеков бассейна;
- ∅ надежная работа штатной вентиляции.

Наиболее эффективным способом снижения температуры оболочек ОТВС и бетонных стен является водяное охлаждение путем орошения, при этом температура оболочек не превысит 550°C, стен до 50 °C.

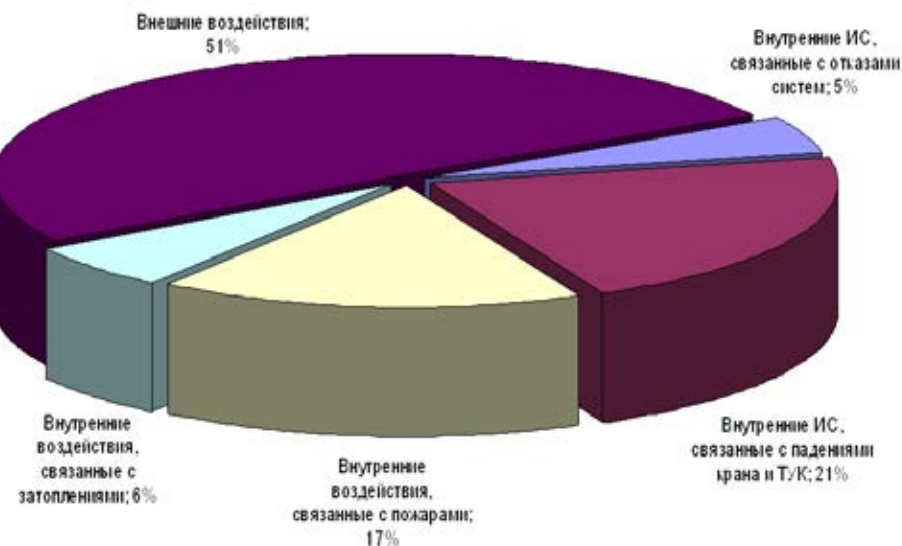
Аварийная система орошения отсека хранения «мокрого» хранилища ОЯТ



Требуемый расход воды на орошение одного отсека – 20 м³/ч.

Результаты вероятностного анализа безопасности «мокрого» хранилища ОЯТ

	4.5E-07
,	1.9E-07
,	1.5E-07
,	5.4E-08
,	4.5E-08
	0.9E-06



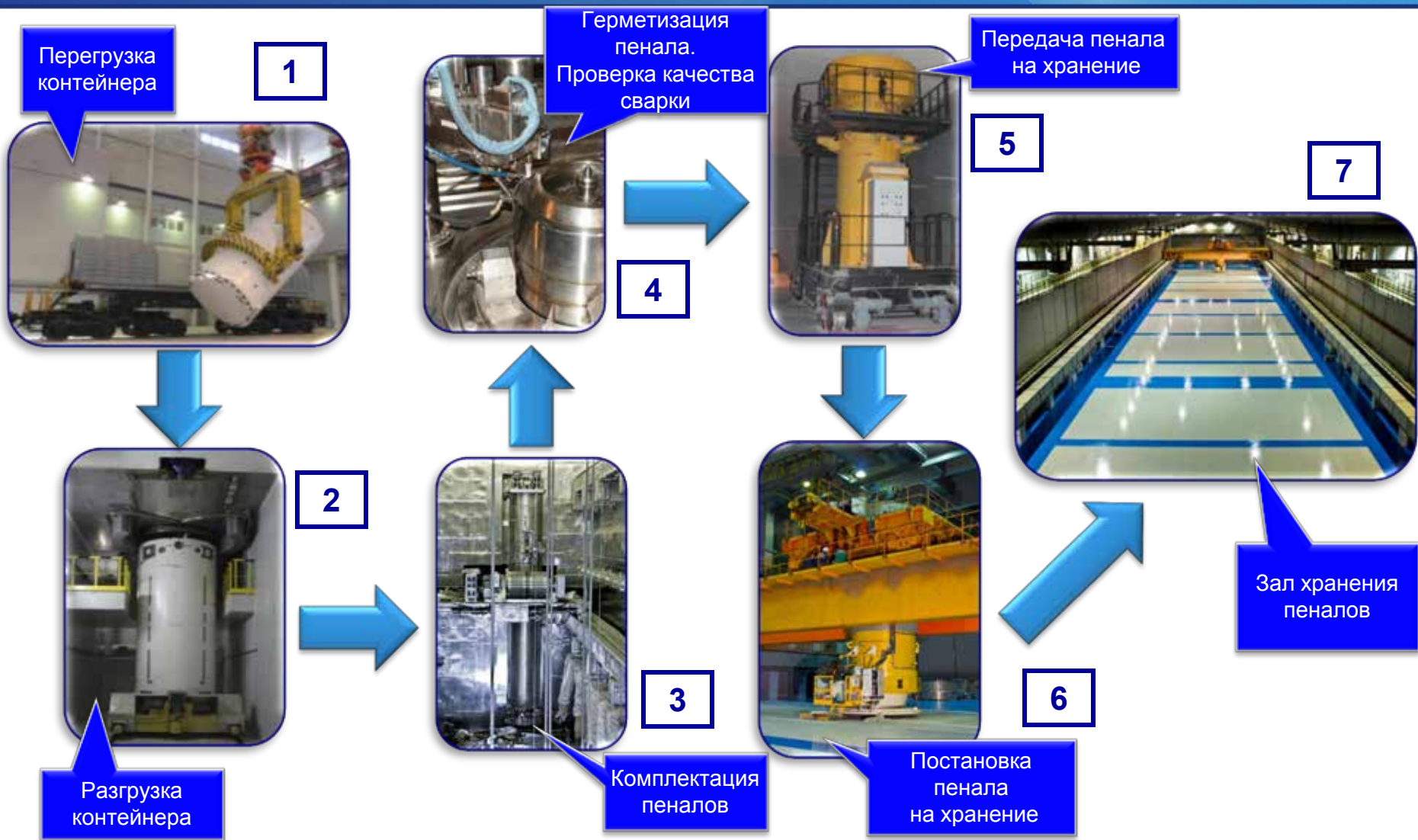
Результаты свидетельствуют о соответствии уровня безопасности нормативному критерию обеспечения безопасности ОИАЭ

Общий вид «сухого» централизованного хранилища ОЯТ реакторов РБМК-1000

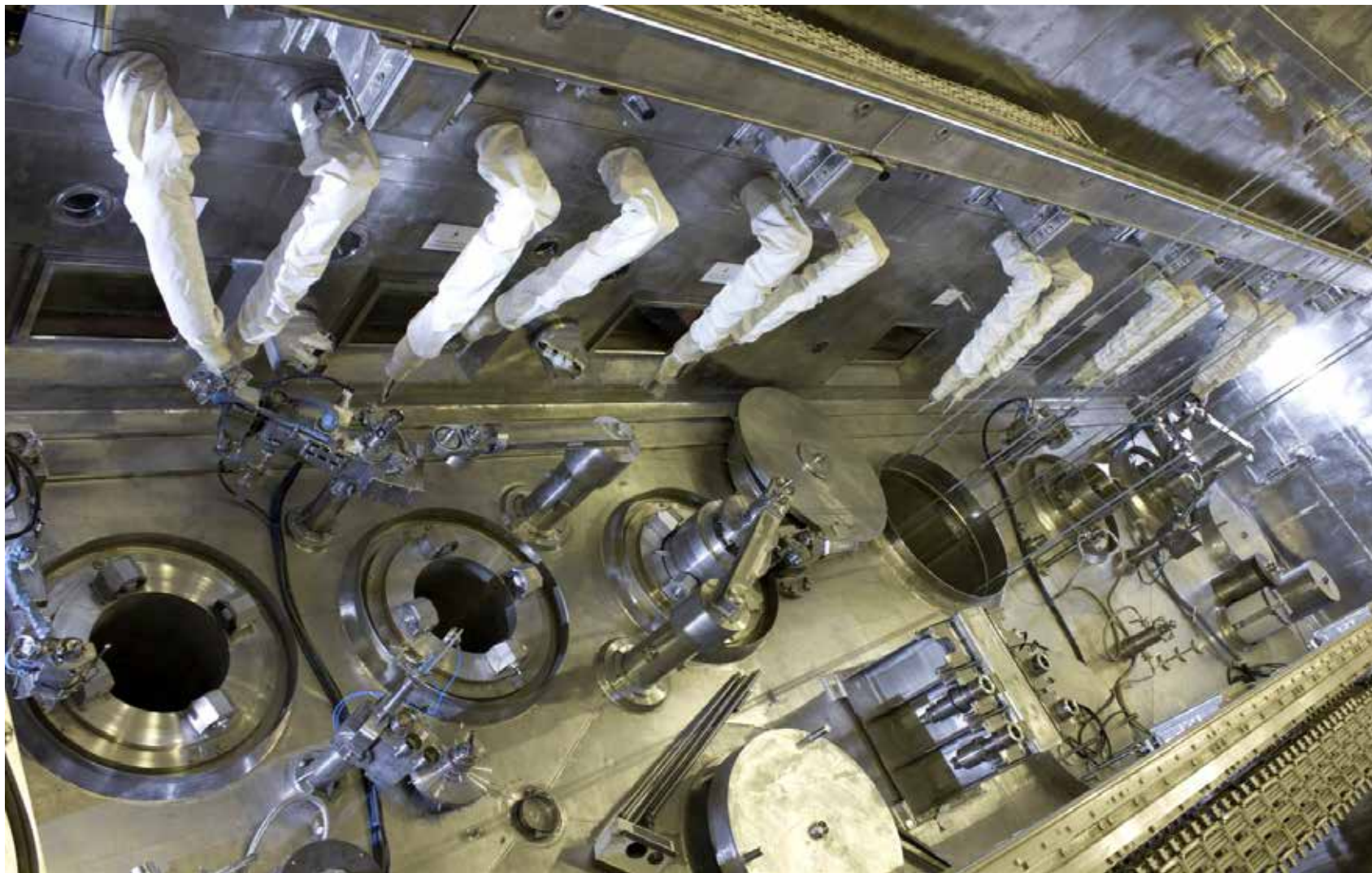


Проект «сухого» хранилища прошел международную экспертизу в компании SGN (Франция). Предложения, указанные в экспертном заключении, учтены при сооружении хранилища.

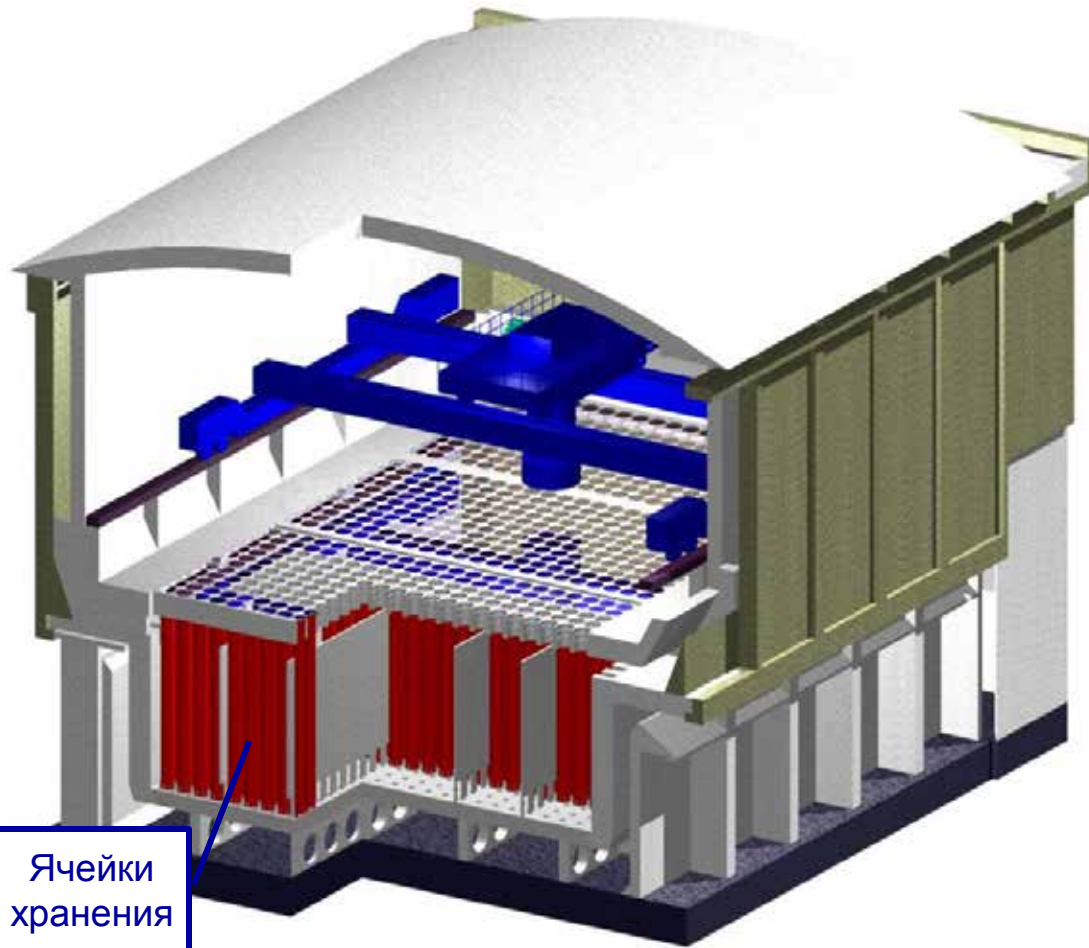
Схема постановки ОЯТ на «сухое» хранение



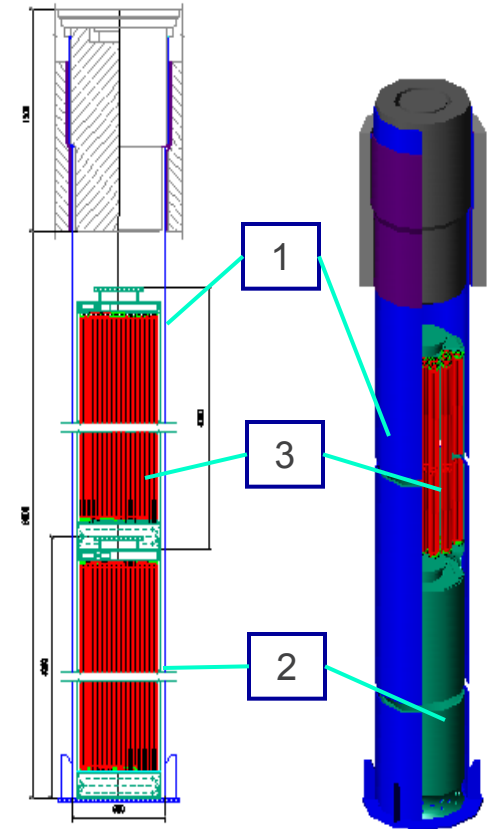
Горячая камера «сухого» хранилища



Продольный разрез модуля воздухоохлаждаемого хранилища ОЯТ, ячейка хранения



Ячейки
хранения



1 – ячейка хранения;
2 – пенал заполнен газом (N_2+He_2);
3 – пучок твэлов сборки.

Параметры безопасного «сухого» хранения ОЯТ

	РБМК-1000	ВВЭР-1000
Среда охлаждения	наружный воздух	наружный воздух
Среда хранения	N_2+He_2	N_2+He_2
Температура наружного воздуха, °С	+38	+38
Температура воздуха на выходе из камеры, °С	+94	+94
Температура на поверхности гнезда, °С	+145	+147
Максимальная температура оболочек твэлов, °С	+248	+308

Вероятностный анализ безопасности «сухого» хранилища ОЯТ

Система	Иницирующие события	Вероятность отказа, год ⁻¹
Внешние события	Сейсмическое воздействие силой 8 баллов по шкале MSK-64	$2 \cdot 10^{-4}$
	Падение самолета	$1,37 \cdot 10^{-13}$
Внутренние события	Падение пенала	$1,23 \cdot 10^{-4}$
	Падение ампулы с пучком твэлов в горячей камере	$4,47 \cdot 10^{-1}$

При выполнении вероятностного анализа безопасности было установлено, что наиболее вероятны инциденты, связанные с перегрузкой пеналов и ампул.

Анализ показал, что все эти события не приводят к выходу радиоактивности в окружающую среду.

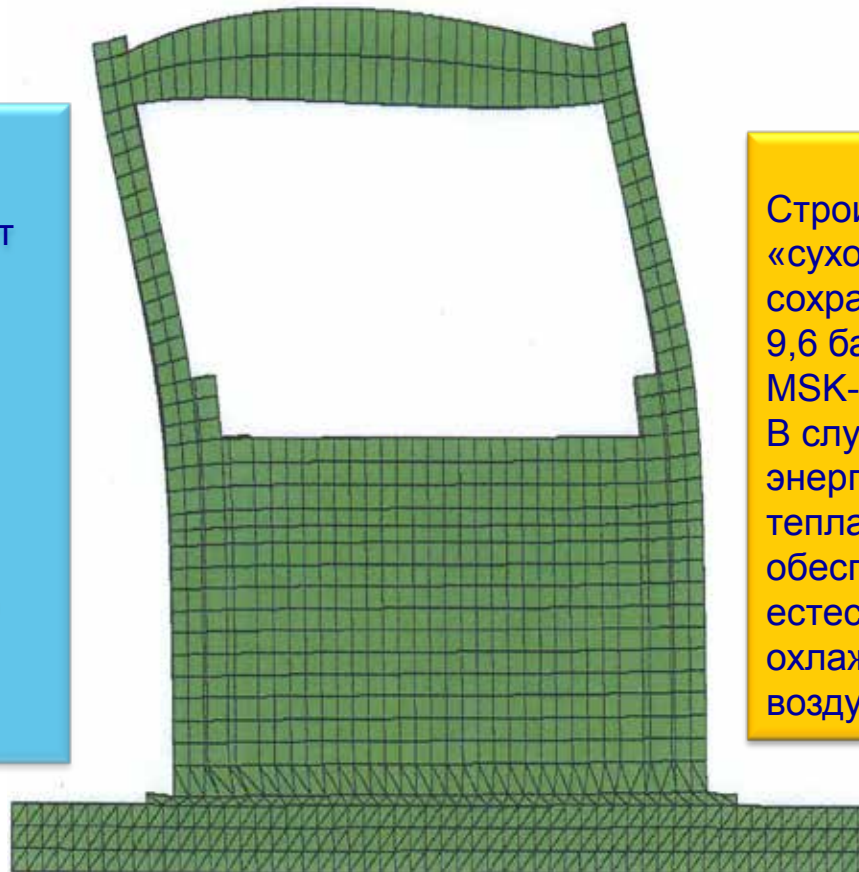
Crash-test для «мокрого» и «сухого» хранилищ ОЯТ

Проведен расчет на предельную сейсмическую устойчивость строительных конструкций и оборудования «мокрого» и «сухого» хранилищ ОЯТ. Максимальное сейсмическое воздействие для площадки размещения хранилищ 7 баллов по шкале MSK-64.

«МОКРОЕ»

Строительные конструкции «мокрого» хранилища сохраняют целостность до 8,0 баллов по шкале MSK-64.

В случае отключения энергоисточников и разгерметизации 4 бассейнов выдержки в течение 72 часов будет обеспечено охлаждение ОЯТ за счет системы орошения, куда поступает самотеком поступающая вода из аварийных резервуаров.



«СУХОЕ»

Строительные конструкции «сухого» хранилища сохраняют целостность до 9,6 баллов по шкале MSK-64.

В случае отключения энергоисточников отвод тепла от ОЯТ обеспечивается за счет естественной конвекции охлаждающего потока воздуха.

Опытно-демонстрационный центр

- Отработка в опытно-промышленном масштабе инновационных технологий переработки ОЯТ.
- В основе технологии переработки ОЯТ лежит усовершенствованный PUREX-процесс.
- Используется процесс волоксидации ОЯТ, что позволяет локализовать на начальной стадии 99,9% трития и гарантирует отсутствие образования ЖРО и сброса трития в окружающую среду, в отличие от всех известных мировых и отечественных аналогов радиохимических заводов.



Заключение

Всеобъемлющее повышение безопасности хранения ОЯТ обеспечивается путем:

1. Вывоза ОЯТ с площадок АЭС и размещения в объектах централизованного хранения.
2. Использования пассивных систем отвода тепла («сухие» хранилища).
3. Применения многобарьерных систем изоляции ОТВС в герметичных пеналах и узлах хранения.
4. Создания систем для управления запроектными авариями и локализации их последствий.

Для дальнейшего повышения безопасности при обращении с ОЯТ целесообразна переработка ОЯТ и замыкание ЯТЦ.





ФГУП «РАДОН»

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ ОТРАБОТАВШИХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ГАММА-ИЗЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДНЫХ ИСТОЧНИКОВ

Управление разработки технологий

*В.Е. Семенов, Ю.В. Карлин, А.В. Суменко, М.Н. Диордий,
Э.А. Баринаева, О.А. Николаев*

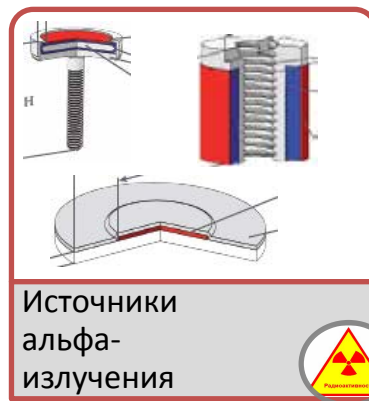
эл.почта: VESemenov@radon.ru

2015 г.

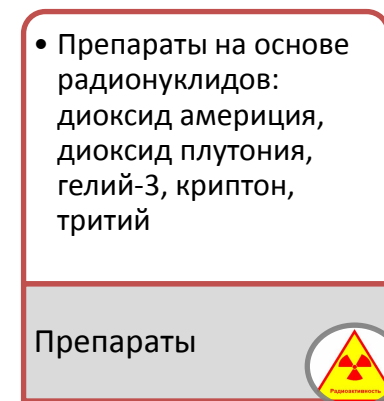
Источник радионуклидный закрытый – источник излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нём радионуклидов в окружающую среду, в условиях применения и износа, на которые он рассчитан.

(Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010))

Активность
отработавших
источников
может достигать
тысяч Ки



Мощность дозы
на расстоянии 1 м
от отработавшего
источника
может достигать
тысяч Р/ч



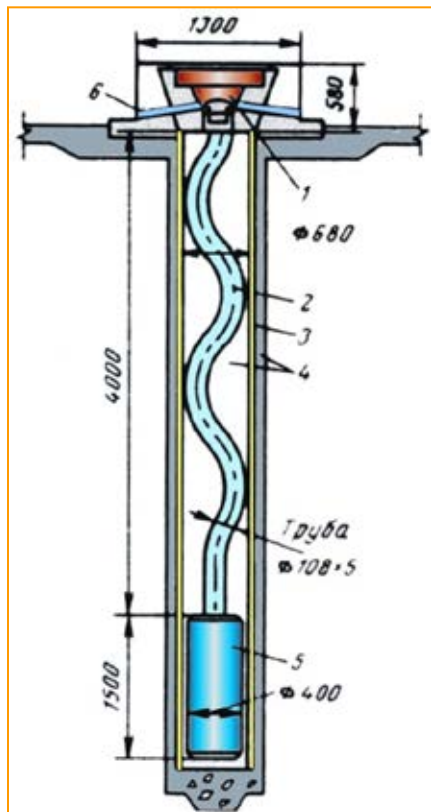
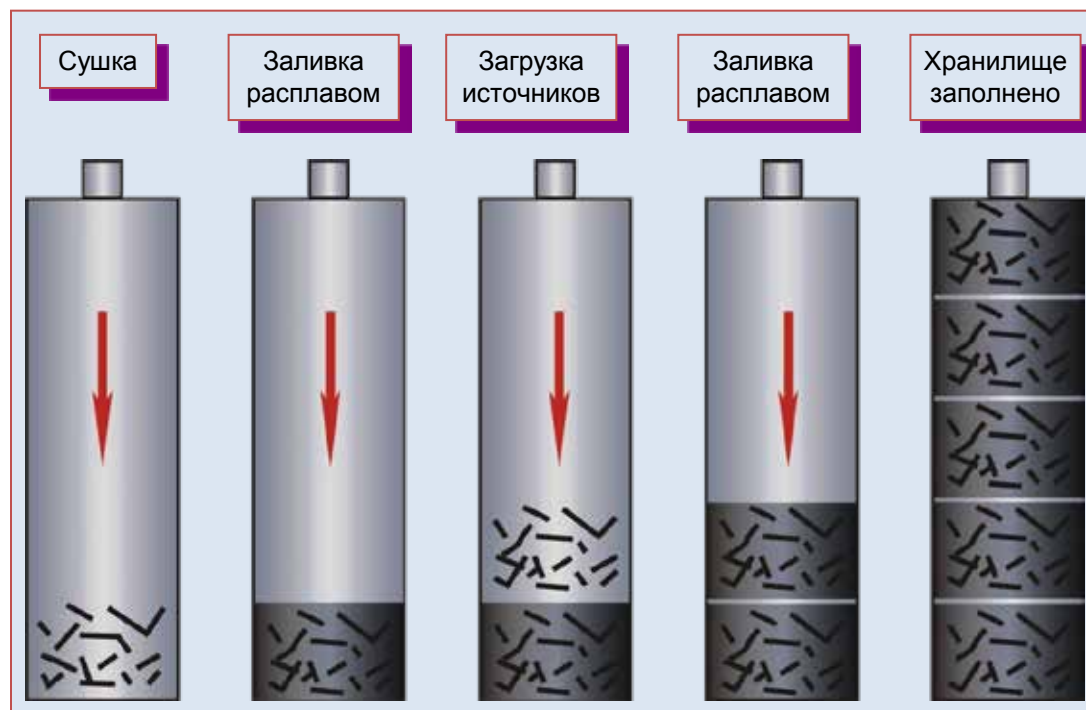


Схема процесса включения отработавших источников в металлическую матрицу непосредственно в хранилище



- 1 – разгрузочная воронка
- 2 – загрузочный канал
- 3 – чугунная обечайка
- 4 – бетонный колодец
- 5 – приемный резервуар
- 6 – водоотводные каналы



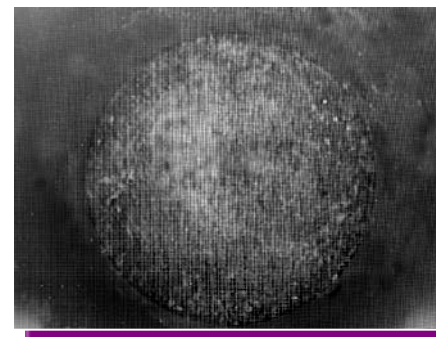
Установка кондиционирования отработавших источников ионизирующего излучения «Москит-Т»



РНИ в приемном резервуаре



Комплекс модульный иммобилизационный «МИК-1»



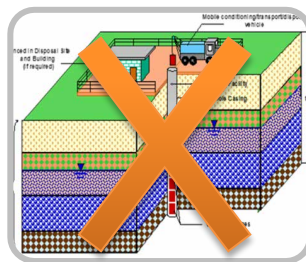
Вид поверхности металлоблока после кондиционирования

Статья 29. Обращение с отработавшими закрытыми источниками ионизирующего излучения

1. Отработавший закрытый источник ионизирующего излучения должен быть передан на захоронение национальному оператору или для переработки организации – изготовителю закрытого источника ионизирующего излучения

Статья 25. Обращение с удаляемыми радиоактивными отходами

2. В случае выявления *несоответствия* принимаемых для захоронения радиоактивных отходов *критериям приемлемости* организация, в результате осуществления деятельности которой образовались радиоактивные отходы, обязана обеспечить приведение их *в соответствие с критериями приемлемости*



Существующие методы обращения с отработавшими закрытыми радионуклидными источниками



Требования закона

Контейнер должен обеспечивать возможность:

- долговременного хранения;
- извлечения из хранилища в конце периода хранения;
- размещения в дополнительный контейнер при необходимости;
- транспортирования на захоронение;
- обращение при захоронении

Требования радиационной безопасности

Мощность радиационных полей должны быть не более:

- на поверхности контейнера – 2 мЗв/ч
- на расстоянии 1 м от контейнера – 0,1 мЗв/ч

Технологические требования

Температура в приёмном резервуаре с РНИ должна быть не более 250 °С

Экономические требования

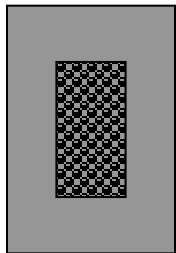
Контейнер должен иметь максимально возможную загрузку как по активности, так и по объему размещаемых РНИ

Цена размещения РНИ должна быть минимальной

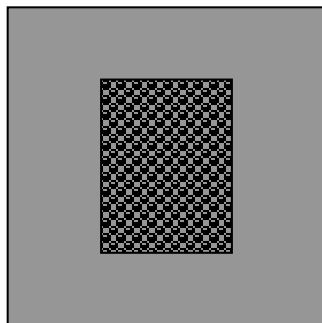
Требования при транспортировке

Контейнер должен соответствовать требованиям к упаковке типа В(U)

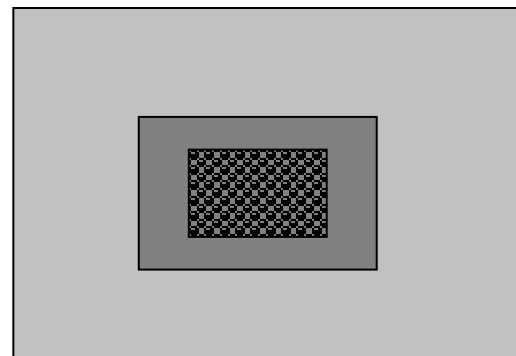
Допущение для контейнеров: масса не более 8 800 кг
(для размещения в невозвратном контейнере КМЗ-Радон)



200-литровый свинцовый
цилиндр



730-литровый свинцовый
цилиндр



Бетонная призма со
свинцовой защитой

Тип контейнера	Габаритные размеры, мм	Масса защиты, кг	Внутренний объём, л
200-литровый свинцовый цилиндр	Диаметр: 580 Высота: 850	2200	4,4
730-литровый свинцовый цилиндр	Диаметр: 960 Высота: 1010	8 200	81
Бетонная призма со свинцовой защитой	1650x1650x1375	8 800	53

Методика оценки теплового режима

Для сферической модели

$$C\rho \frac{\partial U}{\partial t} = \frac{1}{R^2} \cdot \frac{\partial}{\partial R} \left[R^2 \cdot \lambda(R) \cdot \frac{\partial U}{\partial R} \right] + Q(R)$$

Для конечного цилиндра

$$\frac{\partial U(R, H, t)}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial H} \left[\sigma(R, H) \cdot \frac{\partial U}{\partial H} \right] + \frac{1}{R} \frac{\partial}{\partial R} \left[R \cdot \sigma(R, H) \cdot \frac{\partial U}{\partial R} \right] + F(R, H)$$

Метод решения уравнений - конечноразностный

Методика оценки радиационных полей

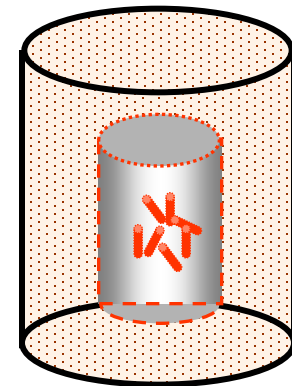
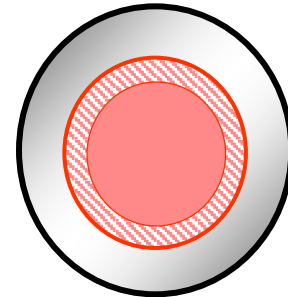
Кинетическое уравнение Больцмана

$$\Omega \nabla \psi(r, \Omega, E) + \int K(r, \Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) \psi(r, \Omega', E') d\Omega' dE' = S(r, \Omega, E)$$

Метод решения - Монте-Карло

Размерность задачи – трехмерная

Программа «РОБОТ»





Результаты расчетов радиационных полей Оценка максимальной загрузки

Тип контейнера	Максимальная загрузка источниками Со-60, Ки (при мощности дозы на поверхности 2 мЗв/ч)	Объём внутреннего резервуара, л	Масса защиты, кг
200-литровый свинцовый цилиндр	5 000	4,4	2 200
Бетонная призма со свинцовой защитой	6 800	54,0	8 800
730-литровый свинцовый цилиндр	100 000	81,0	8 200



Результаты расчетов радиационного разогрева контейнеров от радионуклидных источников $Co-60$

Тип контейнера	Температура в центре, $^{\circ}C$			Активность $Co-60$, Ки
	Коэффициент теплоотдачи, Вт/град* m^2			
	1	5	10	
200-литровый свинцовый цилиндр	140	41	30	5 000
730-литровый свинцовый цилиндр	247	184	97	100 000
Бетонная призма со свинцовой защитой	330	210	185	6 800



Анализ затрат на кондиционирование отработавших РНИ Со-60 в упаковках различной конфигурации

	Упаковка на основе 200л свинцового цилиндра	Упаковка на основе четырёх 200 л свинцовых цилиндров размещаемых в контейнере КМЗ	Упаковка на основе бетонной призмы со свинцовой защитой размещаемой в контейнере КМЗ	Упаковка в виде 730л свинцового цилиндра размещаемого в контейнере КМЗ
Вместимость, л	4,4	17,6	53,0	81,0
Затраты на материалы для изготовления упаковки, руб.*	206 600	926 380	323 500	939 000
Затраты на материалы для изготовления упаковки на 1 Ки Со-60, руб.*	41,32	46,32	65,10	9,39

* - в ценах 2013 года



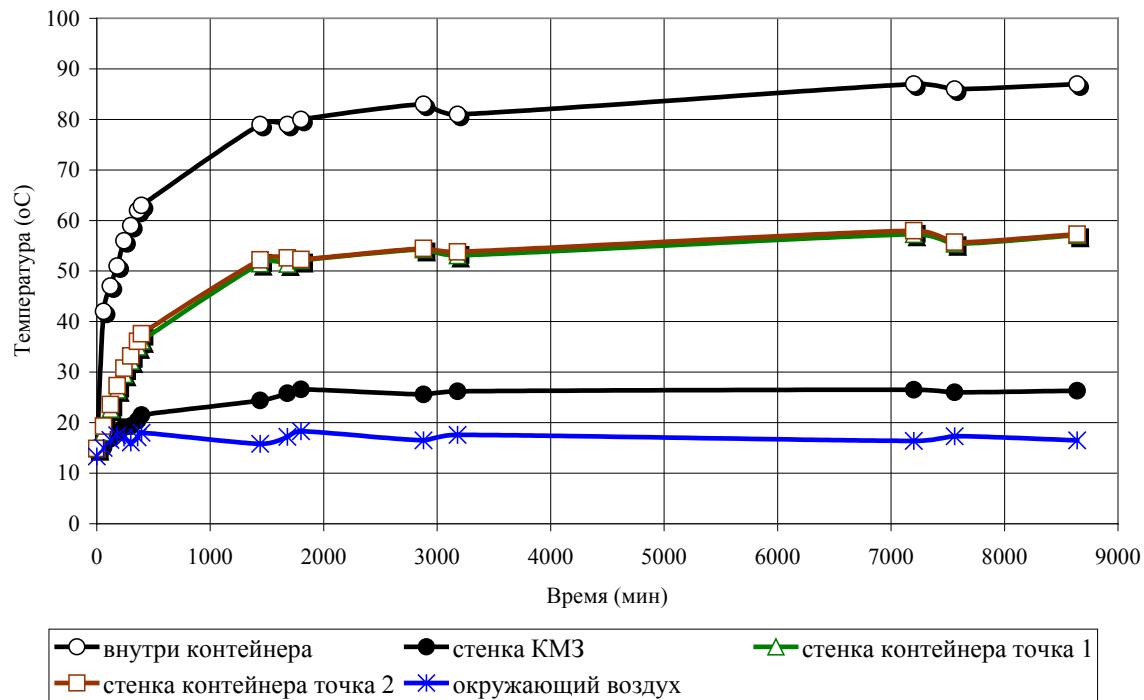
Оборудование для изготовления свинцовой защиты массой 7500 кг



Стенд для плавления свинца

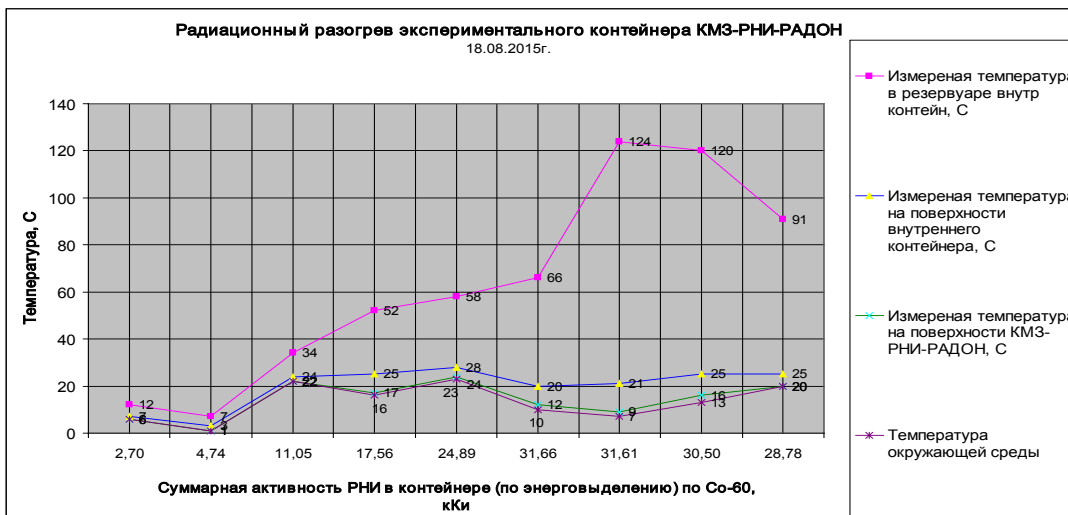
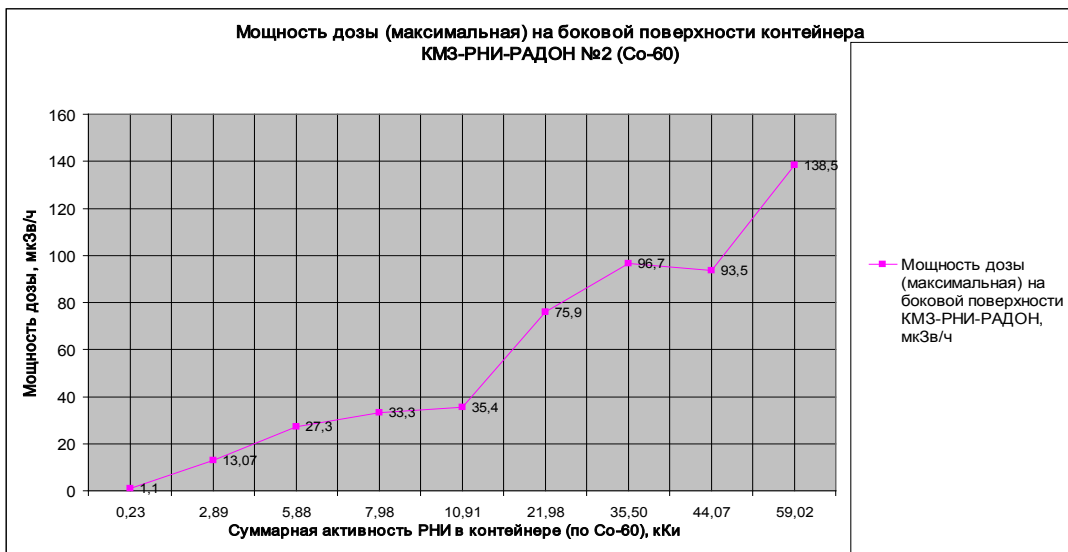


Изготовление свинцовой защиты



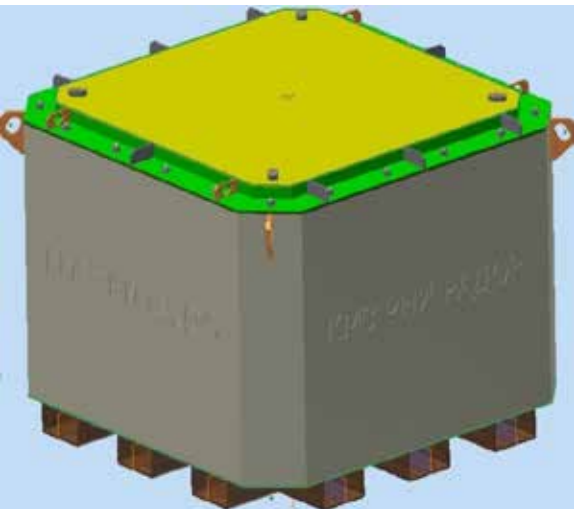
Разогрев внутреннего резервуара источником тепловой энергии, эквивалентной 100 000 Ки Co-60

Радиационные испытания экспериментального контейнера КМЗ-РНИ-РАДОН



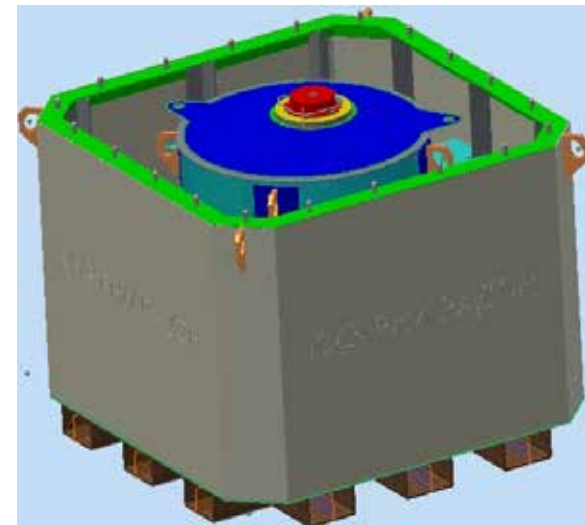


Контейнер для транспортирования, хранения и захоронения радионуклидных источников КМЗ-РНИ-РАДОН



Получено положительное решение
на патентование полезной модели

СЕРТИФИКАТ-РАЗРЕШЕНИЕ
на конструкцию упаковочных
комплектов транспортных
КМЗ-РНИ-РАДОН и
перевозку в них радиоактивных
материалов



RUS/1073/B(U)-96T

Технические характеристики контейнера КМЗ-РНИ-РАДОН.

Упаковка типа В(U)

Внутренний объем контейнера, м³ – не менее 0,08

Предельный размер загружаемых РНИ, мм - диаметр до 38, длина до 210

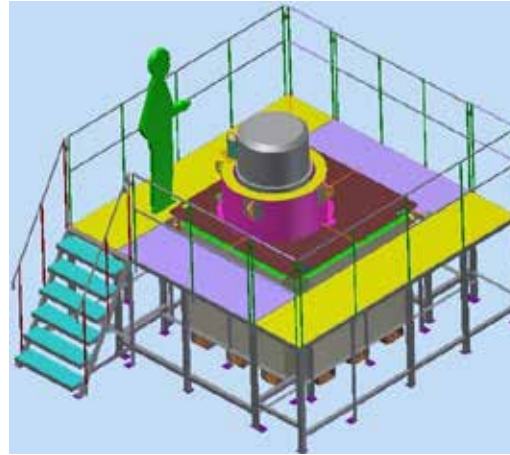
Номинальная активности отработавших РНИ, одновременно загружаемых в контейнер, составляет $3,7 \cdot 10^{15}$ Бк (100 000 Ки) по ⁶⁰Со

Масса пустого контейнера – не более 9 000 кг

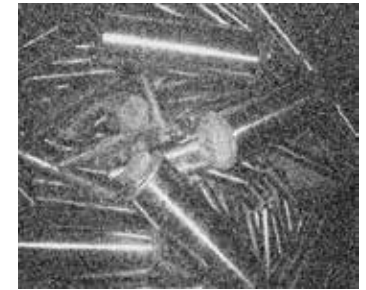
Максимальная масса заполненного контейнера (при полной загрузке отработавшими РНИ, включенными в металлическую матрицу) – не более 10 000 кг

Состав Комплекса

- комплект для хранения, транспортирования и захоронения РНИ;
- комплект перегрузки РНИ;
- комплект кондиционирования РНИ;
- комплект обслуживания;
- комплект контрольно-аварийный



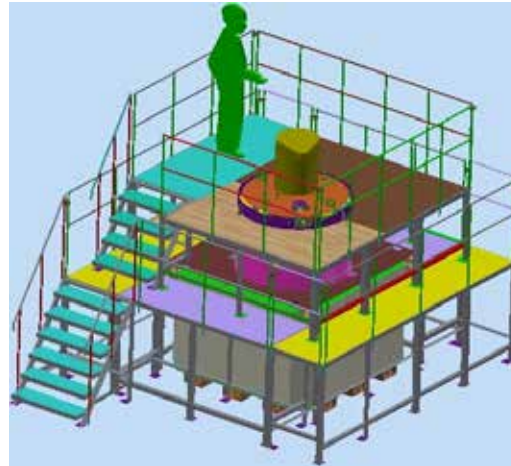
Перегрузка РНИ из транспортного контейнера



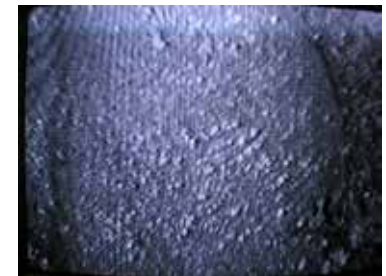
РНИ в резервуаре контейнера



Установка «Москит-Т»



Включение отработавших РНИ в свинцовую матрицу



РНИ включены в металлическую матрицу



Выводы

- **Разработана технология** кондиционирования отработавших высокоактивных гамма-излучающих радионуклидных источников, отвечающая требованиям 190-ФЗ "Об обращении с РАО"
- **Разработан, изготовлен и сертифицирован контейнер** для транспортирования, хранения и захоронения отработавших радионуклидных источников
- **Создан Комплекс** кондиционирования отработавших радионуклидных источников
- **Созданный Комплекс и контейнер КМЗ-РНИ-РАДОН** позволяет, в условиях действия 190-ФЗ "Об обращении с РАО", решать проблемы обращения с отработавшими РНИ как для специализированных организаций, так и для последующей передачи на захоронение Национальному оператору
- **Использование предлагаемого оборудования** позволяет осуществлять:
 - сбор отработавших РНИ в местах их образования;
 - кондиционирование отработавших РНИ в соответствии с требованиями Национального оператора ;
 - транспортирование отработавших РНИ в места хранения и захоронения;
 - долговременное безопасное хранение и захоронение отработавших РНИ в соответствии с требованиями Национального оператора



РОСАТОМ



**ОЦЕНКА УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ ТВЕРДЫХ
РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ
ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ
РАДИАЦИОННО-ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ**

А.И. Ермаков, С.В. Семеновых

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

ОСНОВНЫЕ ЭТАПЫ РАБОТ

Комплексное инженерное и радиационное обследование



Удаление из помещений (зданий, сооружений) малогабаритного оборудования



Демонтаж крупногабаритного оборудования и инженерных систем



Снятие защитных покрытий и полов



Дезактивация помещений и строительных конструкций



Контрольное радиационное обследование здания (сооружения) после дезактивации



Демонтаж здания (сооружения)

Сбор, сортировка и удаление радиоактивных отходов (РАО) на всех этапах работ

СОСТАВ ОТХОДОВ

Малогабаритные и крупногабаритные отходы:

- твердые непористые материалы – пластикат, металл (не поддающийся коррозии), окрашенное дерево, стекло, пластик;
- твердые слабопористые материалы: резина, металл (поддающийся коррозии), бетон (цементная стяжка), кирпич, штукатурка, оболочки кабелей;
- пористые материалы: бумага, ткань, СИЗ, ветошь, доски (неокрашенное дерево), полимерные дезактивирующие покрытия, сыпучие материалы.

Вторичные отходы: загрязненные спецодежда, спецобувь, средства индивидуальной защиты персонала, обтирочный материал, упаковочная полиэтиленовая пленка, полимерные дезактивирующие покрытия

МЕТОДЫ ИЗМЕРЕНИЙ

Измерения удельной активности ТРО в упаковках с помощью гамма-спектрометров

Методы измерений, применяемые при радиационных обследованиях помещений, оборудования и предварительной сортировке радиоактивных отходов:

- поиск локальных и распределенных источников гамма-излучения с помощью высокочувствительных радиометров;
- выбор и измерения активности реперных радионуклидов с помощью переносных гамма-спектрометров;
- измерения плотностей потоков альфа-, бета-излучения и мощностей амбиентного эквивалента дозы (МАЭД);
- отбор и лабораторный анализ проб.

МЕТОДЫ ОТБОРА ПРОБ И ПРИГОТОВЛЕНИЯ СЧЕТНЫХ ОБРАЗЦОВ

- Мазки
- Послойные пробы с внешних поверхностей оборудования и строительных конструкций
- Пробы с внутренних поверхностей оборудования
- Глубинные пробы строительных материалов

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЗНАЧЕНИЙ РАДИОНУКЛИДНЫХ ВЕКТОРОВ

Значение радионуклидного вектора*):

$$f_{SF} = \sqrt[n]{\left(\frac{A_{d,1}}{A_{k,1}} \times \dots \times \frac{A_{d,i}}{A_{k,i}} \times \dots \times \frac{A_{d,n}}{A_{k,n}}\right)}$$

где $A_{k,i}$ – удельная активность реперных радионуклидов или их смеси в i - том образце ($i=1\dots n$), Бк/г;

$A_{d,i}$ – удельная активность трудноопределяемых радионуклидов или их смеси в i - том образце ($i=1\dots n$), Бк/г; n – количество образцов.

Удельная активность трудноопределяемых радионуклидов или их смеси:

$$A_d = f_{SF} \cdot A_k,$$

где A_d – удельная активность трудноопределяемых радионуклидов или их смеси, Бк/г;
 f_{SF} – радионуклидный вектор;

A_k – удельная активность реперных радионуклидов или их смеси (^{241}Am , суммарная активность альфа-излучателей, суммарная активность бета-излучателей), Бк/г.

*) - Методические указания «Определение характеристик радиоактивных отходов АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» МУ 1.2.1.16.0212-2014. ОАО «Концерн «Росэнергоатом». Москва, 2014

МЕТОДЫ ОЦЕНКИ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ ТРО

Оперативная оценка удельной активности ТРО с помощью переносных гамма-спектрометров

Оценка содержания радионуклидов в материалах, удаляемых при дезактивации

Оценка удельной активности ТРО на основе прямых приборных измерений уровней поверхностного радиоактивного загрязнения

Оценка удельной активности ТРО на участке паспортизации

Контрольное определение удельной активности ТРО на основе отбора и лабораторного анализа проб

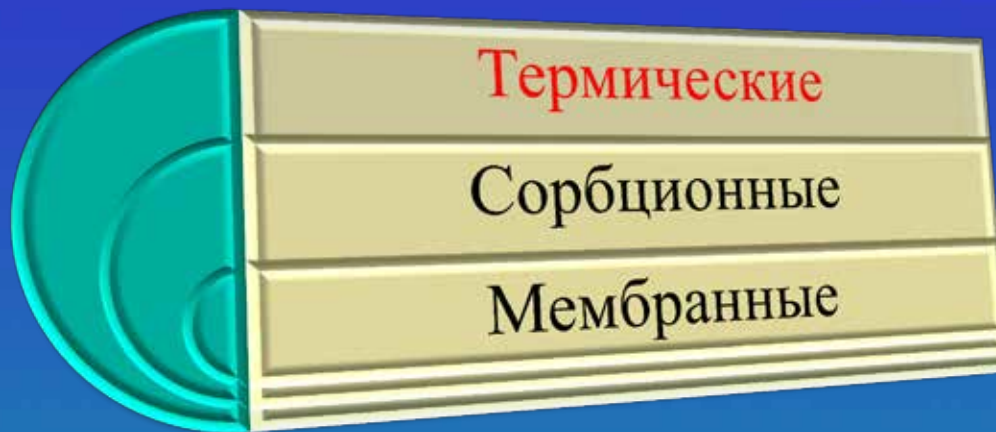


Переработка ЖРО с использованием барабанных пленочных аппаратов

ОАО «ГНЦ НИИАР»
Узиков В.А.



Методы переработки ЖРО

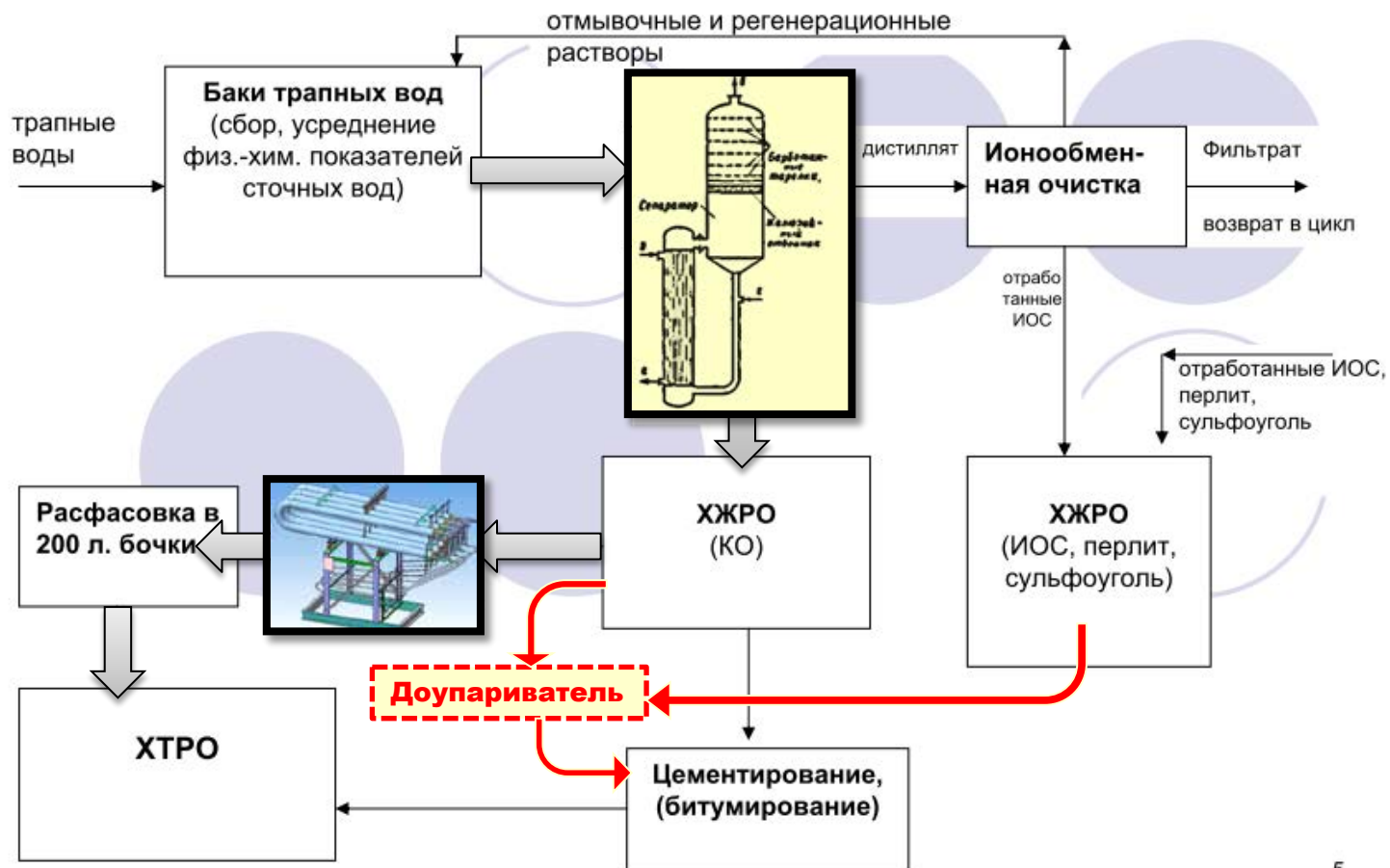
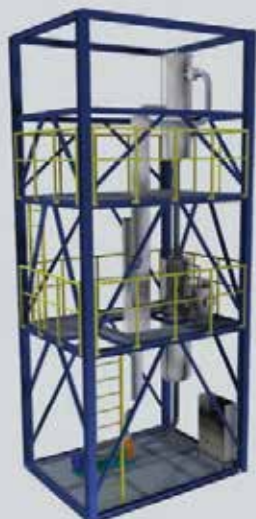


Термические методы переработки ЖРО

Переработка ЖРО



Типичная схема обращения с ЖРО на действующих АЭС



Переработка низкосолевых ЖРО



Проблемы с выпарными аппаратами на АЭС



- Инкрустация греющих поверхностей трубок (накипеобразование);
- Засорение образующимися шламами циркуляционного контура;
- Повышение пенообразование и необходимость в дополнительном оборудовании борьбы с капельно-аэрозольным уносом;
- Необходимость в периодической механической очистке теплообменных трубок (**высокие дозовые нагрузки**)
- Ограничения по химотмывке

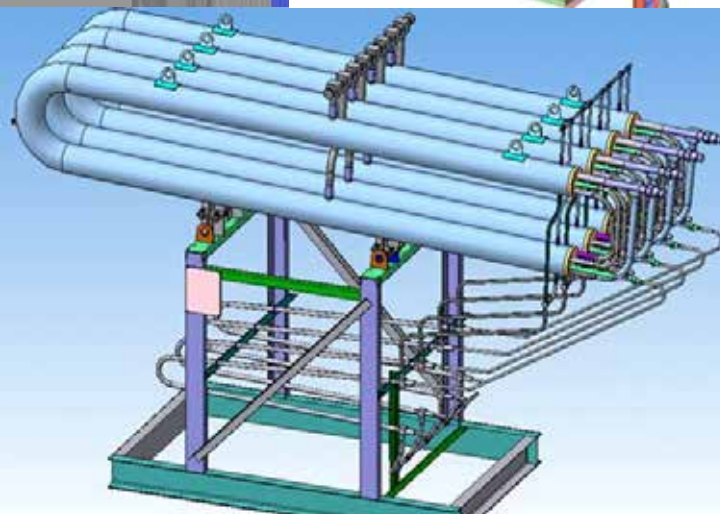
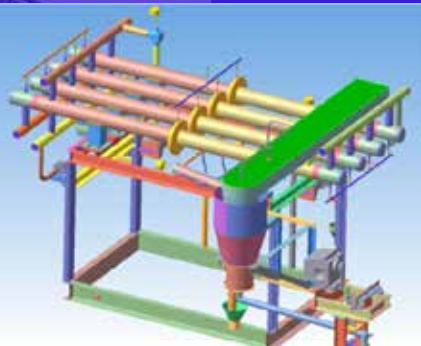
- Система обработки теплоносителя первого контура (КВГ)
- Система переработки трапных вод (КРФ)



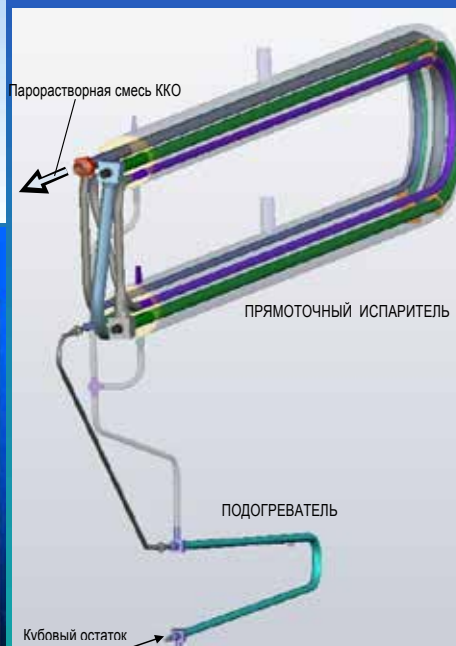
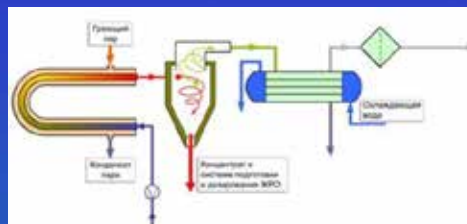
Переработка кубовых остатков (КО)



Упаривание КО в УГУ-500



Прямоточный испаритель установки концентрирования

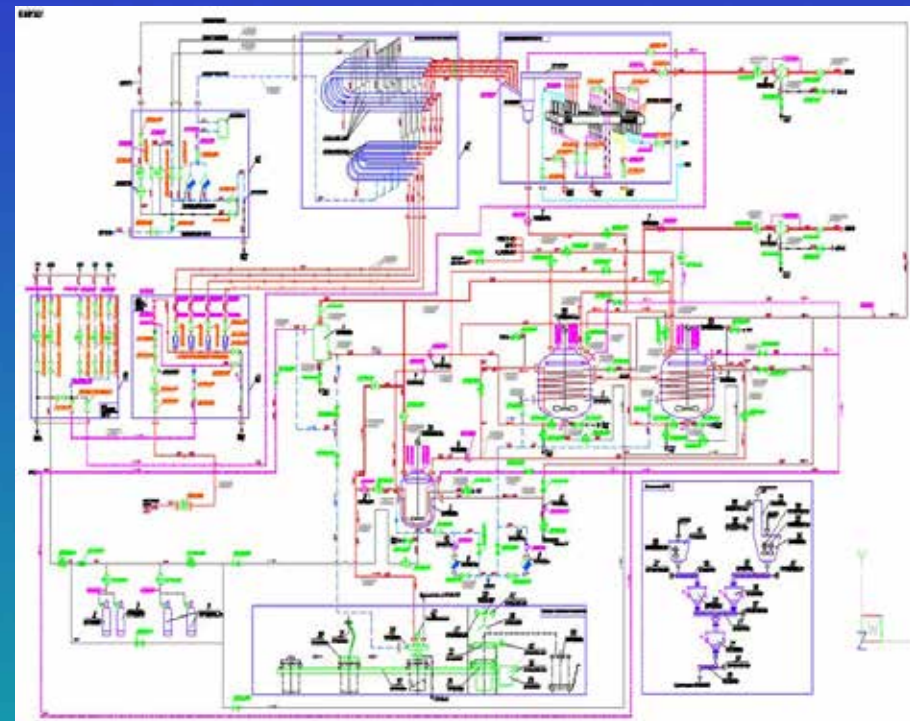


- Гидродинамическая нестабильность по ниткам
- Потребность в частой промывке;
- Отсутствие контроля за упариванием по отдельным ниткам;
- Сложность в управлении технологическими параметрами;
- Высокая вероятность «забивания» теплообменной трубки;
- Повышенный аэрозольный унос;
- Сложность технического обслуживания и высокие дозовые нагрузки на персонал

Кондиционирование ЖРО



Установка глубокого упаривания УГУ-500 с блоком цементирования



Сложность

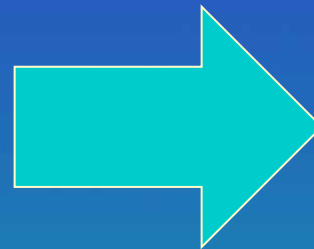
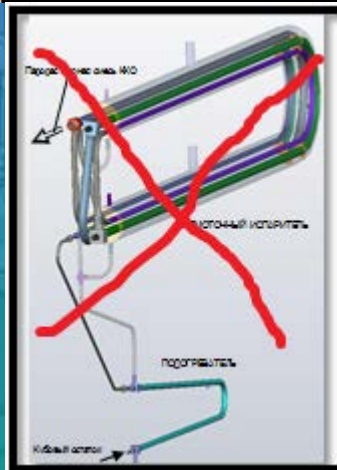
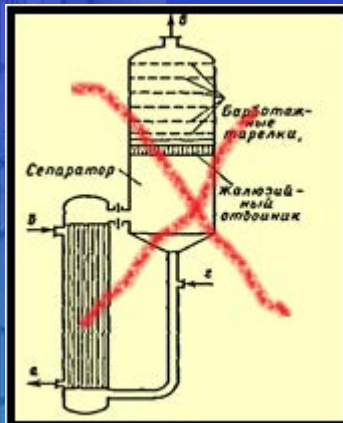


Высокая вероятность нештатных ситуаций





Почему нужен особый выпарной аппарат для ЖРО



- **Решить проблему отложений и вторичных ЖРО;**
- **Обеспечить технологию упаривания до 600-800 г/л для экономичности цементирования;**
- **Снизить энергозатраты на упаривание;**
- **Обеспечить простоту обслуживания и низкие дозовые нагрузки на персонал;**
- **Снизить стоимость оборудования и объем занимаемых помещений;**

Переработка ЖРО



Какими характеристиками должен обладать этот
выпарной аппарат?

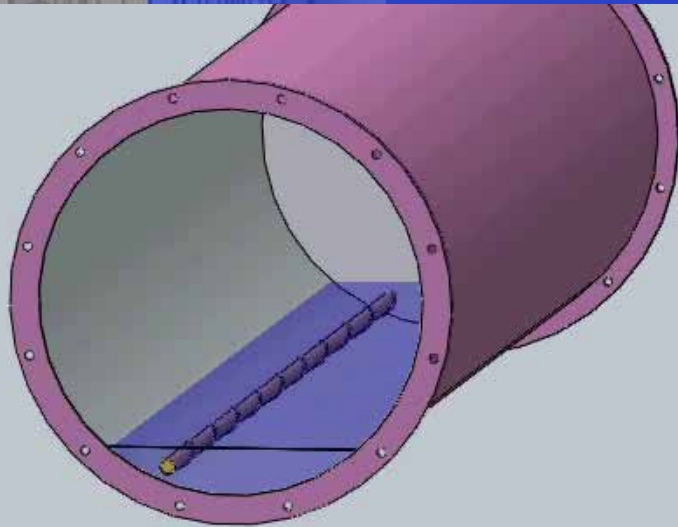


- Возможность очистки греющих и иных поверхностей, контактирующих с солевым раствором от осадений непосредственно в процессе работы;
- Высокая надежность;
- Высокая производительность на единицу затраченной энергии;
- Низкие требования к квалификации персонала;
- Ремонтнопригодность;
- Низкие дозовые нагрузки на персонал при эксплуатации и при проведении ремонта

Принцип работы БПА



Принцип работы барабанно-пленочных аппаратов



1. Подвижный барабан с горизонтальной осью вращения частично заполнен упариваемым раствором ЖРО и вращается на роликовых опорах

2. Внутренние стенки барабана постоянно смачиваются раствором и при их нагреве с поверхности происходит испарение воды.

3. Внутренние стенки барабана постоянно очищаются механическим способом



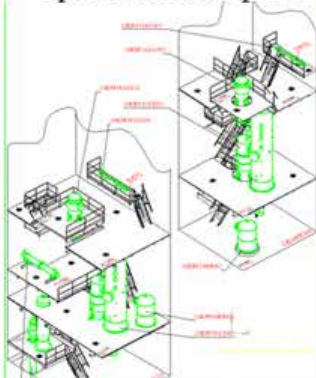
Переработка ЖРО

АНАЛОГИ
ВЫПАРНЫХ
УСТАНОВОК

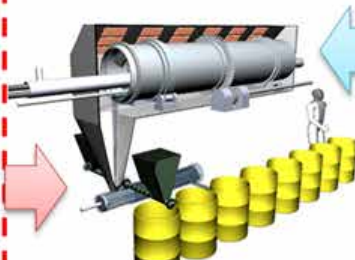
УГУ-500



Выпарные аппараты с
греющей камерой

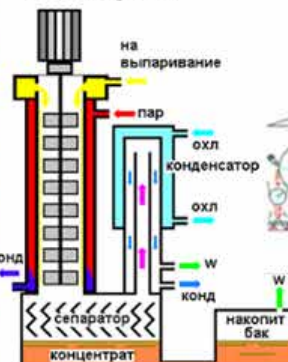


ВЫПАРНАЯ УСТАНОВКА
НА БАЗЕ
БАРАБАННОГО
ПЛЕНОЧНОГО
ИСПАРИТЕЛЯ (БПИ)

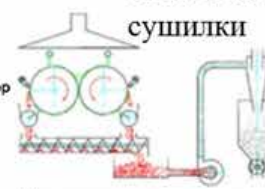


ПРОТОТИПЫ БАРАБАННОГО ПЛЕНОЧНОГО ИСПАРИТЕЛЯ

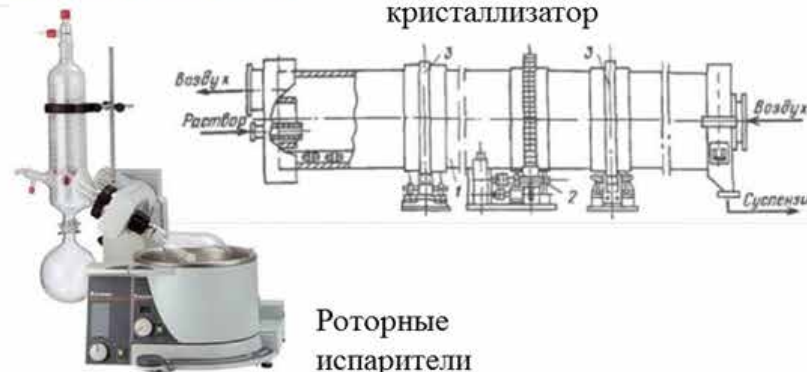
Роторно-пленочные
испарители



Вальцовые
сушилки



Барабанный
кристаллизатор



Роторные
испарители

Прототипы барабанно-пленочных аппаратов



Роторные испарители

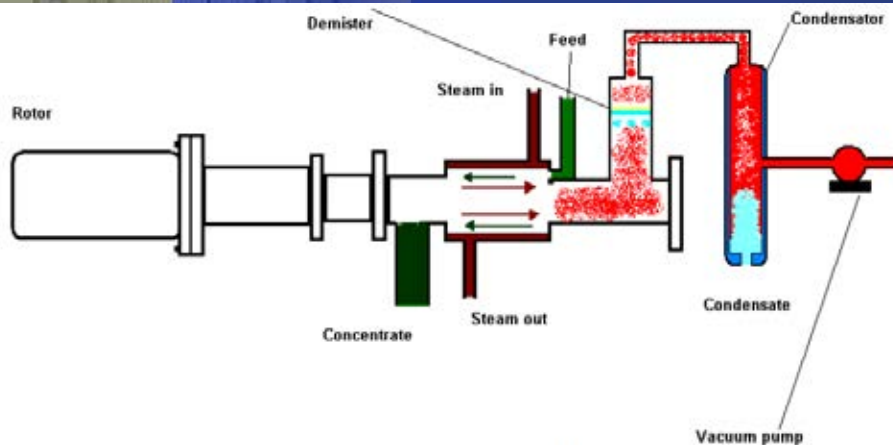
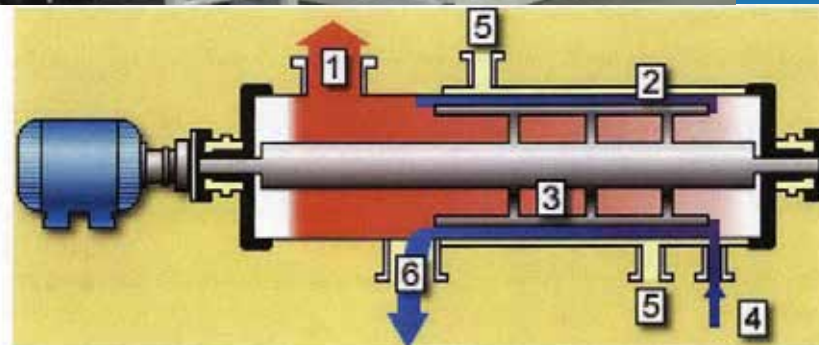


Figure 1. Schematic representation of the WFE process.



- 1 Vapor out.
- 2 Process wall.
- 3 Rotor blades.
- 4 Feed in.
- 5 Heating medium in/out.
- 6 Bottoms discharge.

Fig. 2. Typical thin film evaporator process (Courtesy of Artisan Industries).

Wiped Film Evaporator





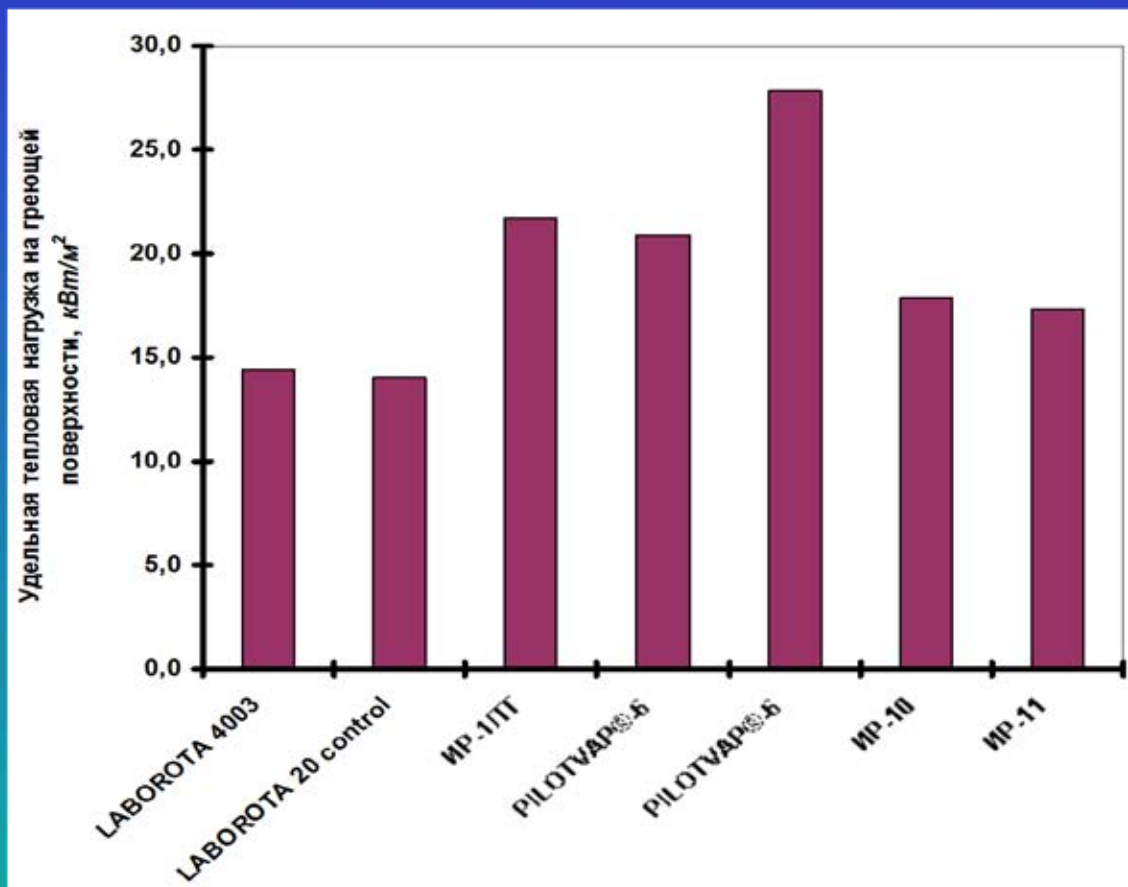
Прототипы барабанно-пленочных аппаратов

Ротационные испарители



Прототипы барабанно-пленочных аппаратов

Реальная эффективность испарения с поверхностей ротационных испарителей





Вальцовые сушилки

Тепловые процессы в БПА принципиально схожи с процессами удаления лишней влаги либо в *вальцовых сушилках* (атмосферное упаривание), либо в *ротационных испарителях* (вакуумное упаривание)

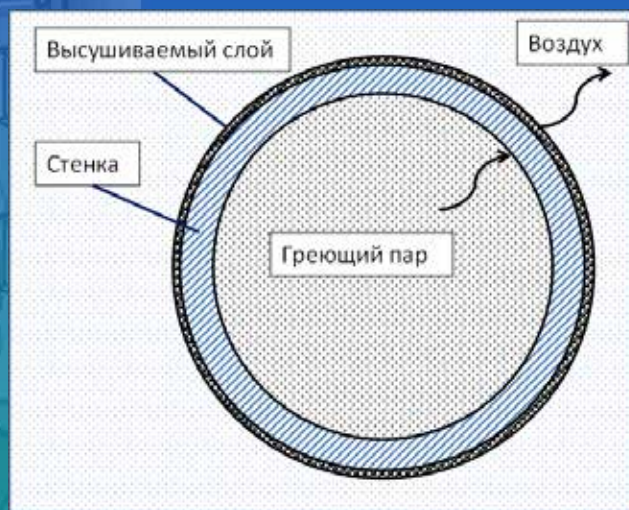


Схема процесса в вальцовой сушилке

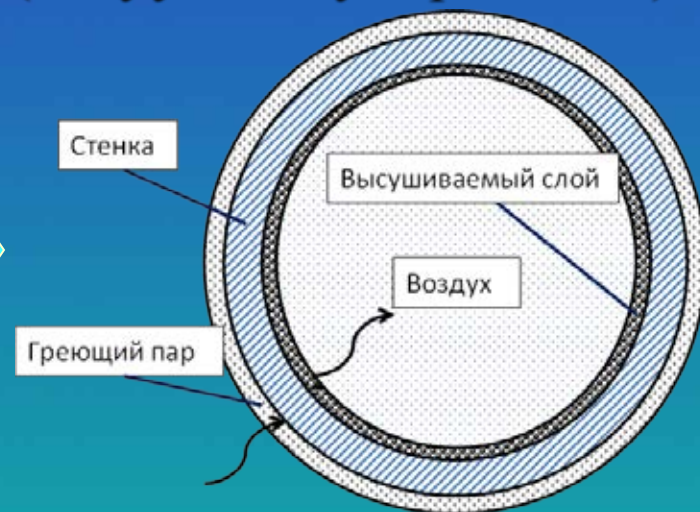


Схема процесса в БПИ (атмосферное упаривание)

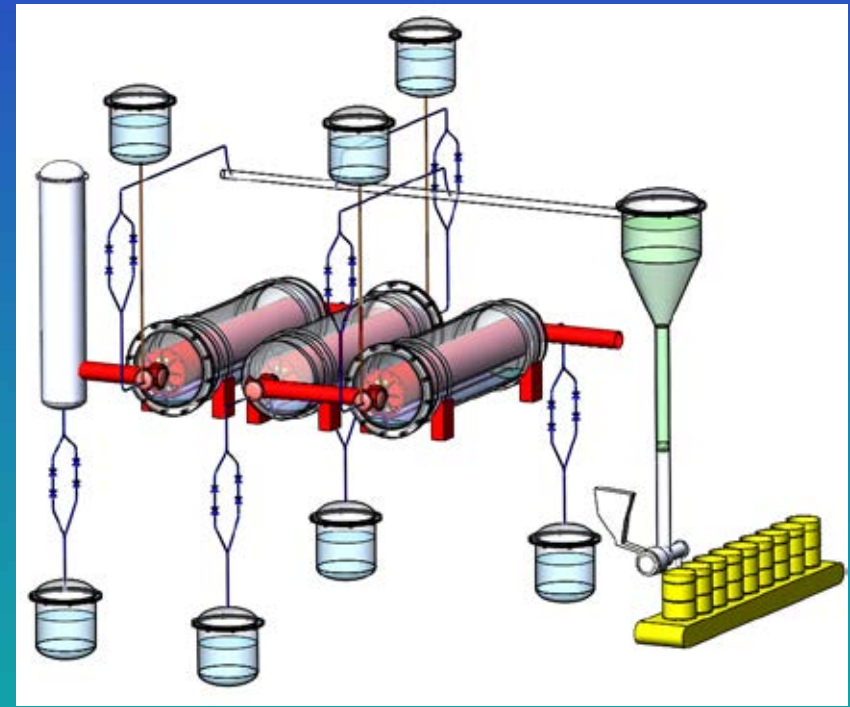
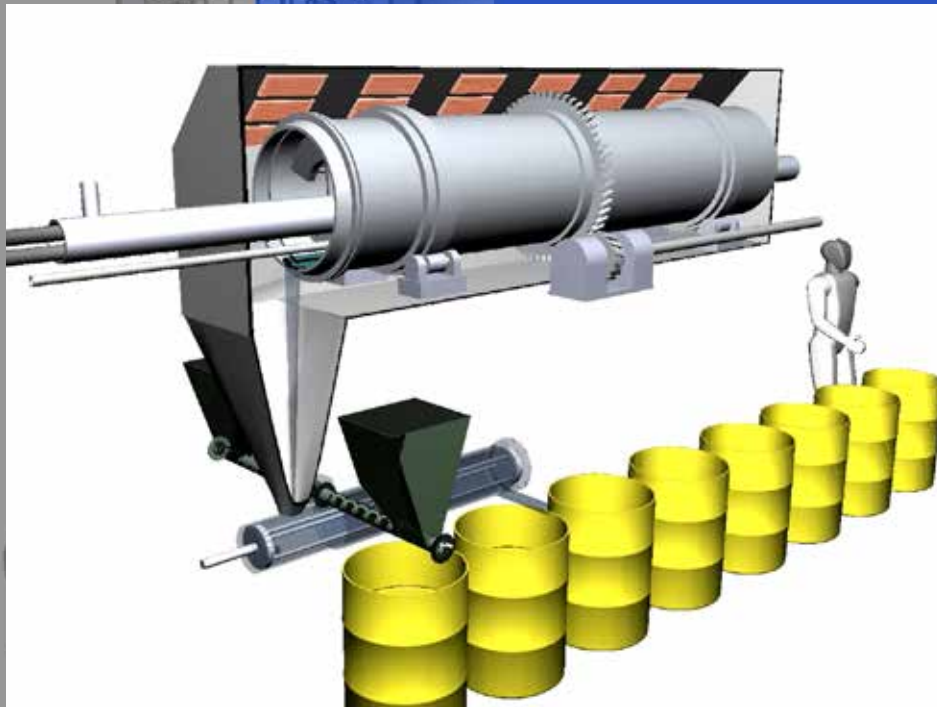
Принцип работы БПА



Типы барабанно-пленочных аппаратов

Электрообогреваемые
(функция доупаривателей типа УГУ)

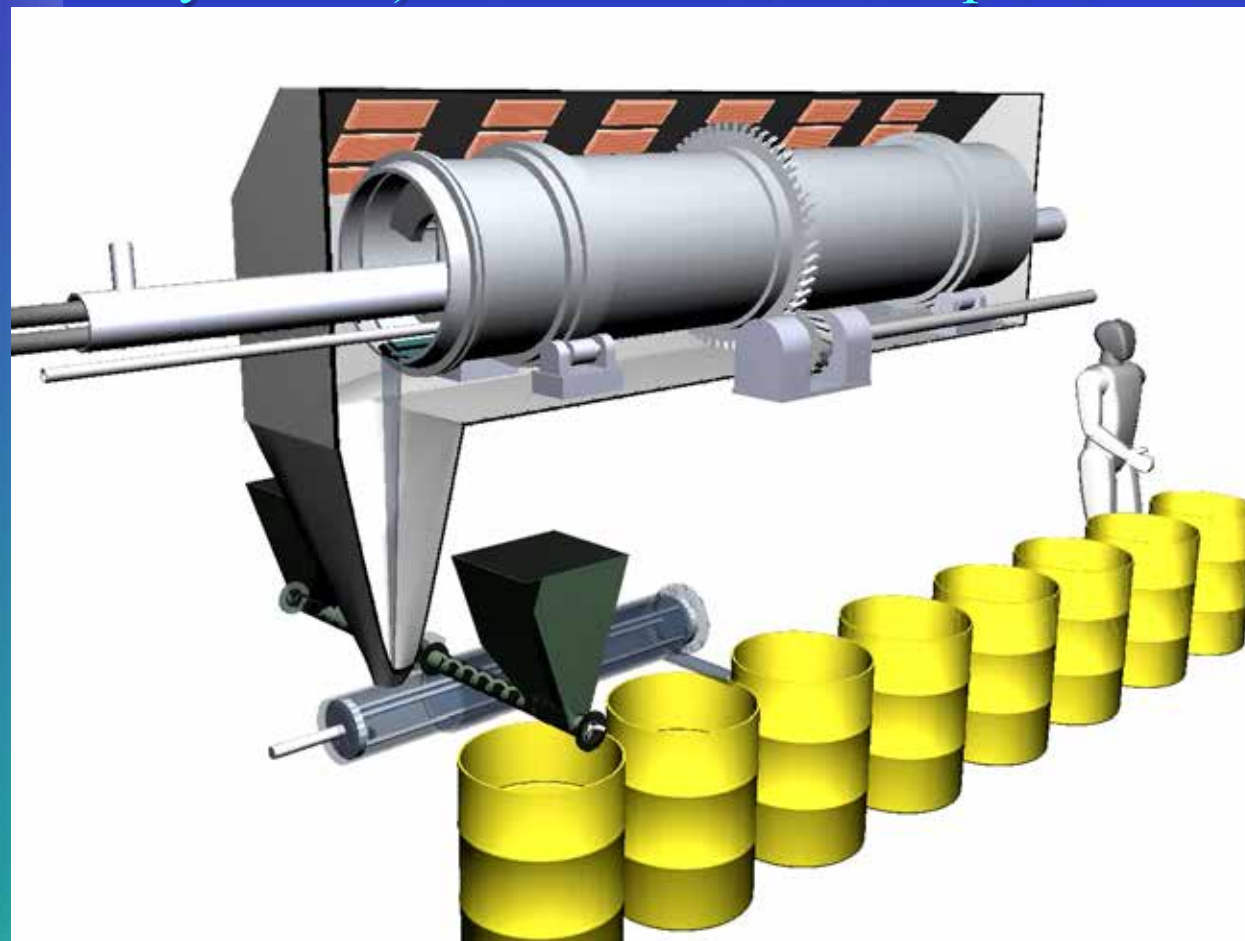
Трехступенчатые выпарные аппараты
(функция выпарных установок)





Принцип работы БПА

Конструкция установки с БПА (инфракрасные излучатели) и с блоком цементирования

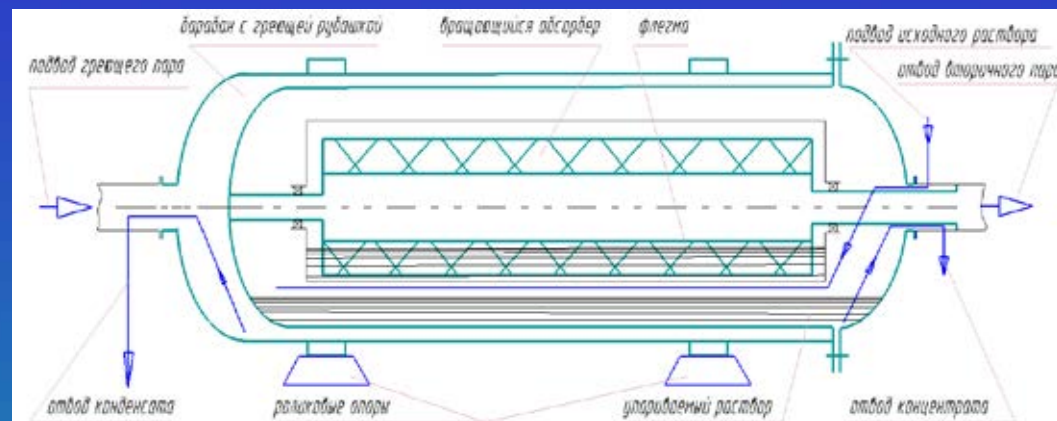


Принцип работы БПА



Принцип работы и схема барабанного пленочного аппарата

Подвижный барабан с горизонтальной осью вращения частично заполнен упариваемым раствором ЖРО и вращается на роликовых опорах с постоянной скоростью.



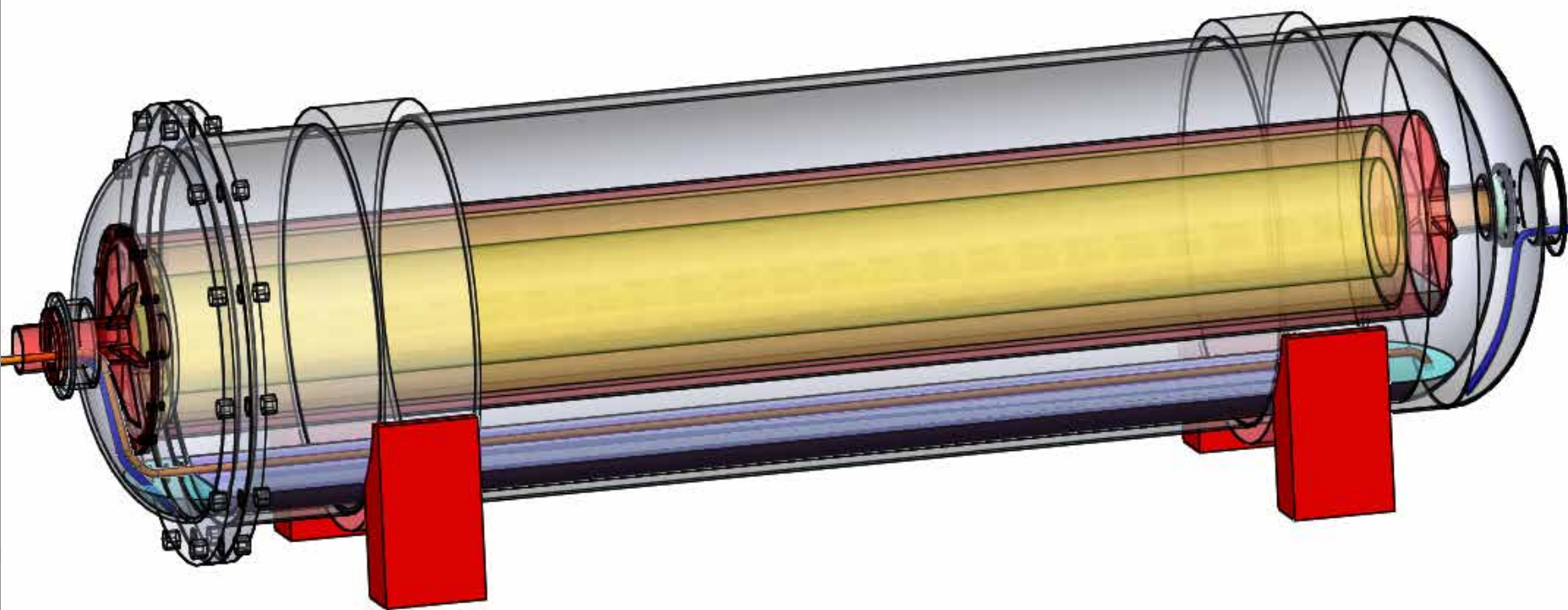
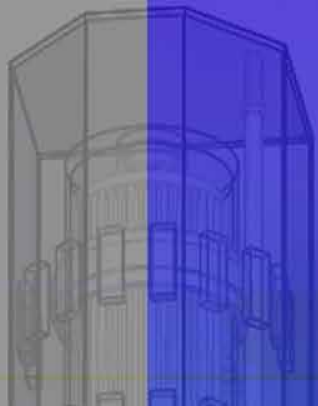
Внутренние стенки барабана постоянно смачиваются раствором и при их нагреве с поверхности происходит испарение воды. Нагрев стенок осуществляется греющим паром с давлением 0,6 МПа, производимым на станциях для собственных нужд.

Для особо тонкой очистки вторичного пара от микробрызг, возникших в результате лопания пузырьков, предлагается применять насадочный абсорбер. Он заполняет кольцевое пространство между двумя вращающимися цилиндрическими перфорированными обечайками, отбор очищенного пара производится из внутренней полости. Абсорбер частично погружен в слой флегмы, находящейся в неподвижной ванне. Пар, проходя через абсорбер, контактирует с пленкой флегмы, обеспечивая непрерывный процесс испарения-конденсации. Загрязнения в паре переходят в жидкую фазу и смываются потоком флегмы при очередном погружении в ванну. Избыток флегмы переливается через отверстие в ванне в полость барабана и идет на упаривание.

Принцип работы БПА



Конструкция БПА с паровым обогревом





Трехкорпусной барабанный пленочный аппарат

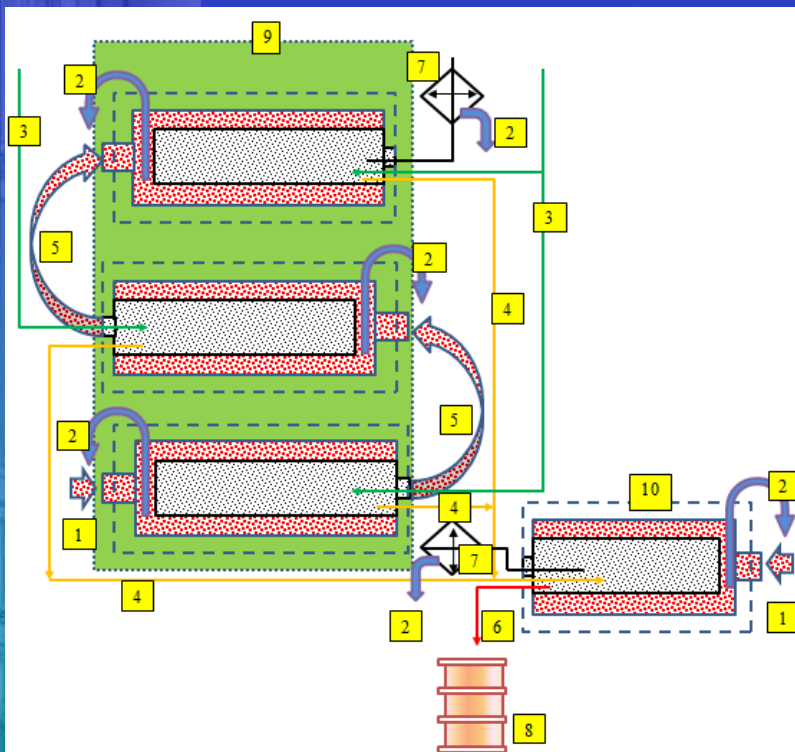


Схема выпарной установки для получения солевого плава:

1 – подвод греющего пара; 2 – отвод конденсата вторичного пара; 3 – подвод исходного раствора на упаривание; 4 – отвод упаренного раствора; 5 – вторичный греющий пар; 6 – отвод солевого плава; 7 – теплообменник-конденсатор; 8 – контейнер для сбора солевого плава; 9 – трехкорпусная выпарная установка (зеленый фон); 10 – доупариватель

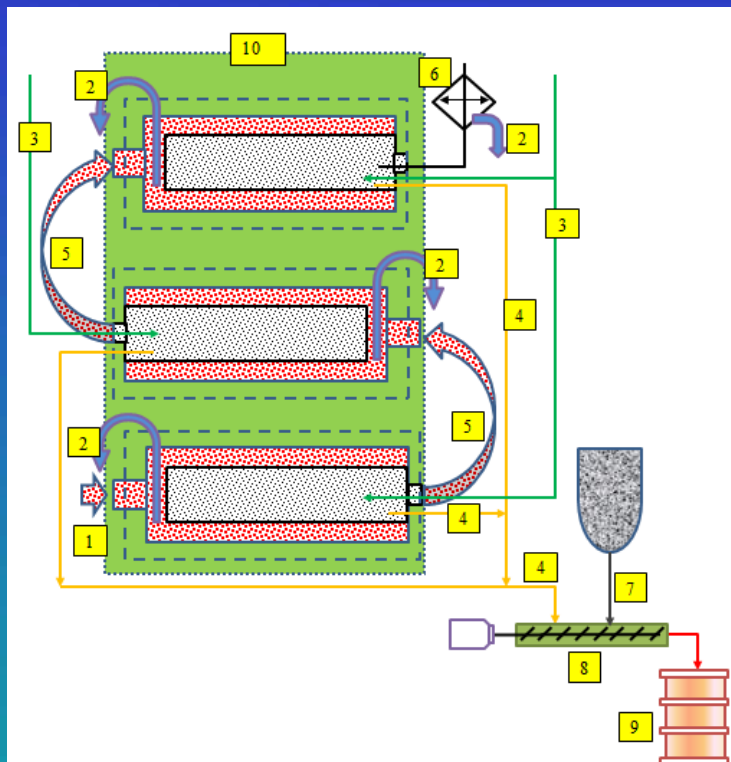


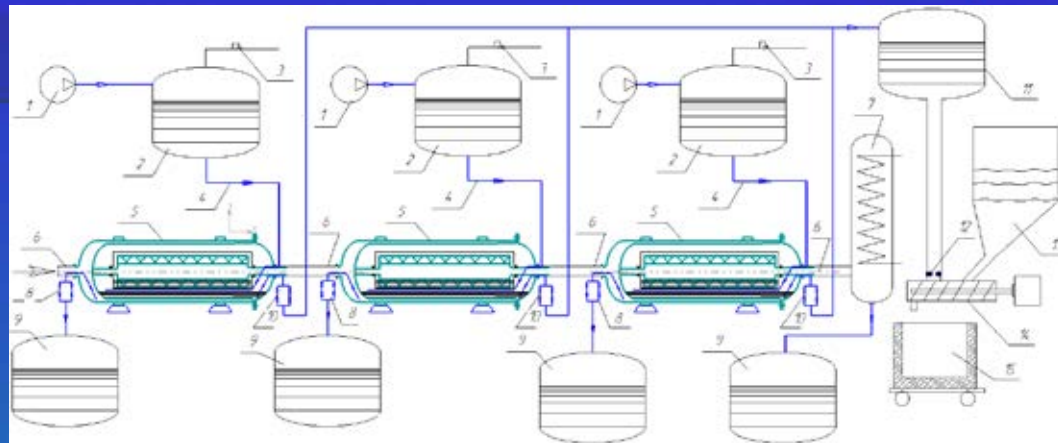
Схема выпарной установки для получения цементного компаунда:

1 – подвод греющего пара; 2 – отвод конденсата вторичного пара; 3 – подвод исходного раствора на упаривание; 4 – отвод упаренного раствора; 5 – вторичный греющий пар; 6 – теплообменник-конденсатор; 7 – подача цементной смеси; 8 – смеситель для приготовления цементного компаунда; 9 – контейнер для сбора цементного компаунда; 10 – трехкорпусная выпарная установка (зеленый фон)

Технологическая схема установки переработки ЖРО на базе трехступенчатого выпаривания в БПИ



Перерабатываемый раствор подается насосами (1) в емкости (2), в которых поддерживается давление клапаном «после себя» (3). Из (2) солевой раствор непрерывно подается по трубке (4) в полость выпарного барабана (5). Расход подачи регулируется величиной перепада давления между приемной емкостью (3) и соответствующим БПИ (5).



В греющую рубашку барабана первого уровня подается технологический греющий пар (6), а в греющие рубашки барабанов второго и третьего уровня, соответственно, вторичный пар из барабана предшествующего уровня (6). Вторичный пар из барабана третьего уровня поступает в теплообменник-конденсатор (7).

Конденсат пара из барабанов под действием перепада давления периодически сбрасывается при помощи дублированных электромагнитных клапанов (8) в емкости приема конденсата (9), находящиеся под низким давлением. Конденсат из теплообменника (7) сбрасывается самотеком в емкость приема конденсата.

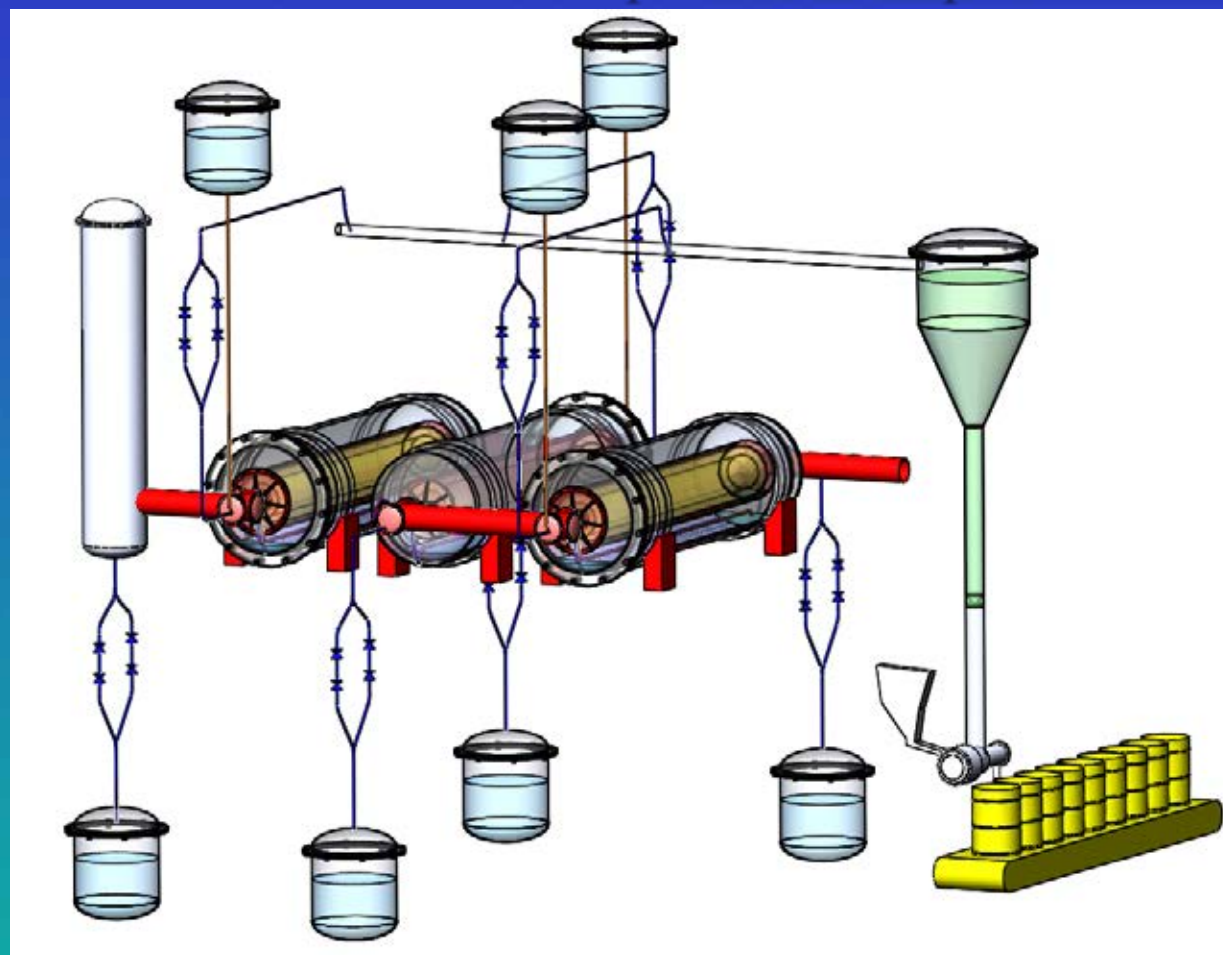
Концентрат из нижней под-уровневой точки под действием перепада давления кратковременным открытием дублированных электромагнитных клапанов (10) поступает по трубопроводам в емкость приема концентрата (11), которая находится выше цементного смесителя, для создания гидростатического напора для равномерной подачи концентрата в смеситель. Регулирование расхода концентрата в смеситель (14) осуществляется дроссельным устройством (12). Подача в смеситель цементной смеси из бункера (13), а так же отработанных сорбентов (на схеме не показано) производится шнековым дозирующим механизмом с регулируемой частотой вращения. Готовый цементный компаунд после перемешивания поступает в емкость (15) – бочку или невозвратный защитный контейнер (НЗК), где затвердевает и безопасно хранится.



Принцип работы БПА

Конструкция трехступенчатой выпарной установки с блоком цементирования на базе БПА с паровым обогревом

- Диаметр - 1600×10мм;
- Длина - 6 м;
- Средняя толщина отложений - 0,3мм;
- Греющий пар $P=0,6$ МПа;
- Производительность по КО 1800 кг/ч;
- Мощность - 1200 кВт;
- Расход греющего пара - 854 кг/ч;
- Производительность по солевому плаву - 3 м³/сут (18 бочек по 200л)





Трехкорпусной барабанный пленочный аппарат

№	Наименование параметра	Единица измерения	Параметр			
			Корпус I	Корпус II	Корпус III	
1	Тип теплообменного аппарата	–	Корпус I	Корпус II	Корпус III	
2	Расход греющего пара	кг/ч	854	652	517	
3	Параметры исходного раствора					
3,1	- наименование	–	кубовый остаток	кубовый остаток	кубовый остаток	
3,2	- солесодержание	г/л	200	200	200	
3,3	- расход	кг/ч	739	587	480	180
3,4	- температура на входе	°С	25	25	25	
4	Параметры концентрата					
4,1	- давление	кПа	412	260	176	
4,2	- температура	°С	144	129	116	
5	Параметры конденсата вторичного пара					
5,1	- температура	°С	144	129	116	
5,2	- расход	кг/ч	665	528	432	
5	Плотность теплового потока	кВт/м ²	16,25	12,8	10,4	
6	Коэффициент теплопередачи	кВт/м ³	800	800	800	
7	Установленная мощность	кВт	500	394	320	121
8	Производительность барабанов по концентрату ЖРО	кг/ч	74	59	48	181
		м ³ /сут	1,11	0,88	0,72	2,7

Переработка РАО



Сравнение характеристик УГУ и БПА

Показатель	УГУ-500	БУК (3 шт., L=6м; D=1,6м)
Производительность по исходному раствору, кг/ч	450	1800
--*--, м ³ /сут	9,3	37,2
Давление греющего пара, избыточное, МПа	от 0,25 до 0,9 МПа	0,6; 0,38; 0,22
Давление вторичного пара, МПа	0,1	0,39; 0,23; 0,15
Тепловая мощность подводимого пара, кВт	320	500
Тепловая мощность с учетом вторичного пара, кВт	-	1210
Расчётный коэффициент очистки вторичного пара		
По отношению к упаренному раствору	1000	100000
Степень упаривания	от 5 до 10	от 2,5 до 500
Площадь поверхности теплообмена, м ²	12,4	30,2
Масса аппарата, кг	5000 кг	30000кг
Основной конструкционный материал	коррозионностойкая	коррозионностойкая
Среда	радиоактивная, коррозионная	радиоактивная, коррозионная
Габаритные размеры В×Д×Ш	2000×7000×2000	2200×7000×8000
Требуемая продолжительность непрерывной работы установки для доупаривания 1000 м ³ кубового остатка до солевого плава, сут	107	28,5
Максимальная годовая производительность по исходному раствору с учетом требуемых остановок, м ³ /год	1500	12000



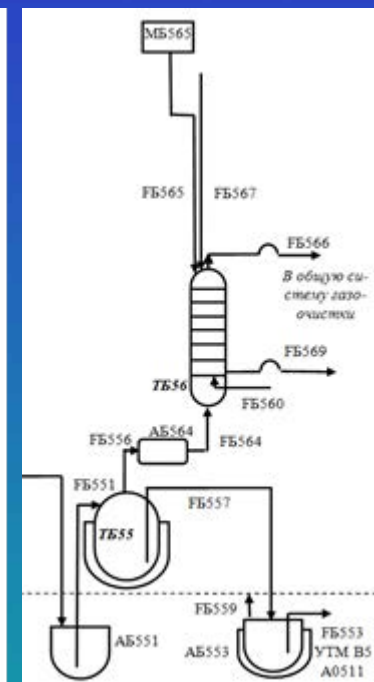
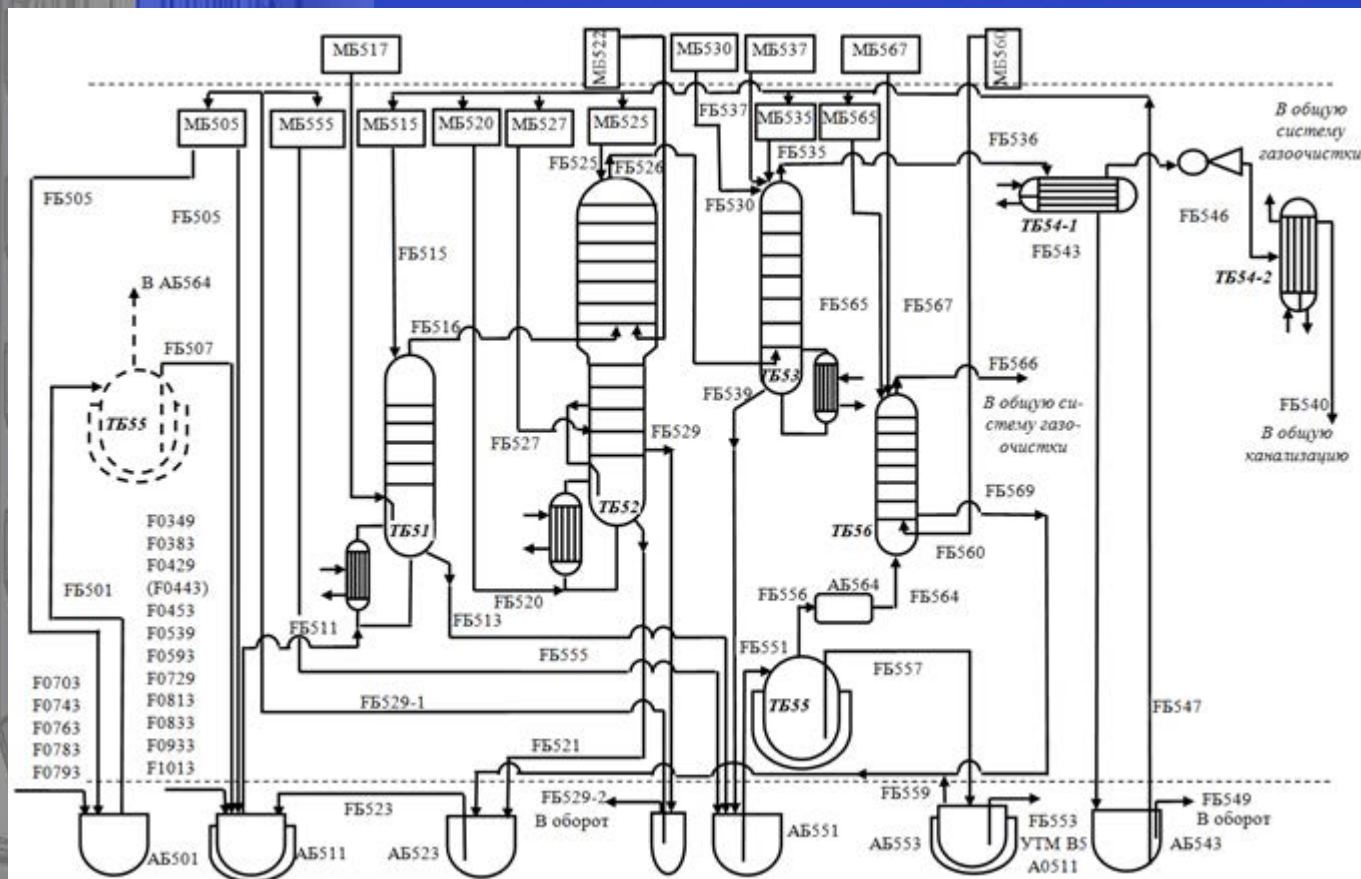
Преимущества применения БПА при кондиционировании РАО

- Непрерывный цикл работы;
- Удобство управления технологическими параметрами;
- Удобство контроля за качеством продукта;
- Минимизация химотмывок и вторичных ЖРО;
- Компактность установки и минимальное количество вспомогательного оборудования (арматуры, КИПиА);
- Минимальное количество персонала;
- Низкие дозовые нагрузки на персонал при эксплуатации и во время ППР;
- Возможность создания мобильной установки;
- Возможность встраивания в существующие помещения на АЭС

Автоклавная установка на базе БПА



Способ автоклавного разложения, предлагаемый в ФГУП «НПО «Радиевый институт», основан на разложении растворов нитрата аммония под давлением 1,5-2,0 МПа при температуре 180-200 °С



Автоклавная установка на базе БПА

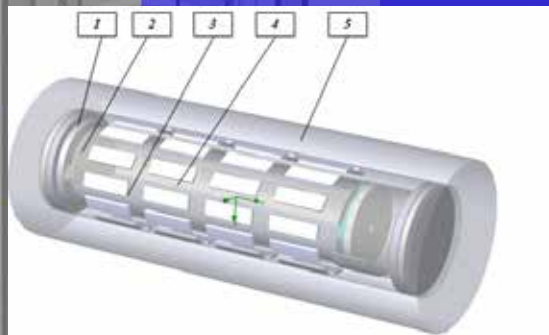


Рисунок – Вид трехмерной модели автоклава:
1 – герметичный корпус; 2 – вращающийся барабан; 3 – перерабатываемый продукт;
4 – электронагревательные элементы; 5 – теплоизоляция

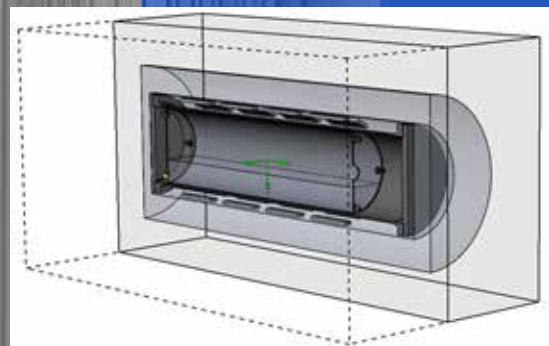


Рисунок – Расчетная область трехмерной модели автоклава

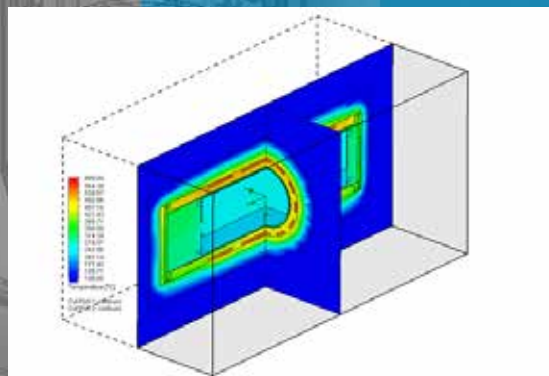


Рисунок – Распределение температурных полей в трехмерной модели автоклава

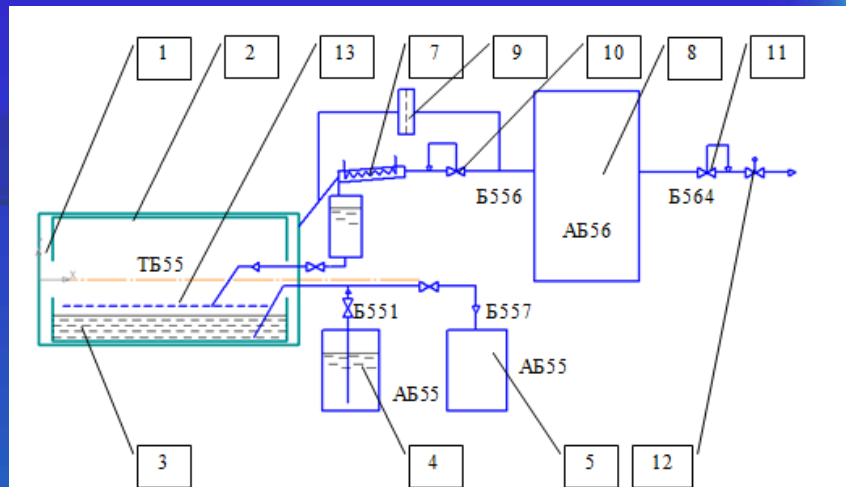


Рисунок – Аппаратно-технологическая схема модуля автоклавирования: 1 – корпус автоклава; 2 – барабан; 3 – кубовый раствор; 4 – накопительная емкость кубового раствора; 5 – емкость отработанного кубового раствора; 6 – буферная емкость конденсата; 7 – конденсатор; 8 – газгольдер; 9 – разрывная мембрана; 10 – клапан регулирующий «до себя»; 11 – клапан регулирующий «после себя»; 12 – регулирующий клапан подачи газа в колонну; 13 – распределительный коллектор возврата конденсата в барабан

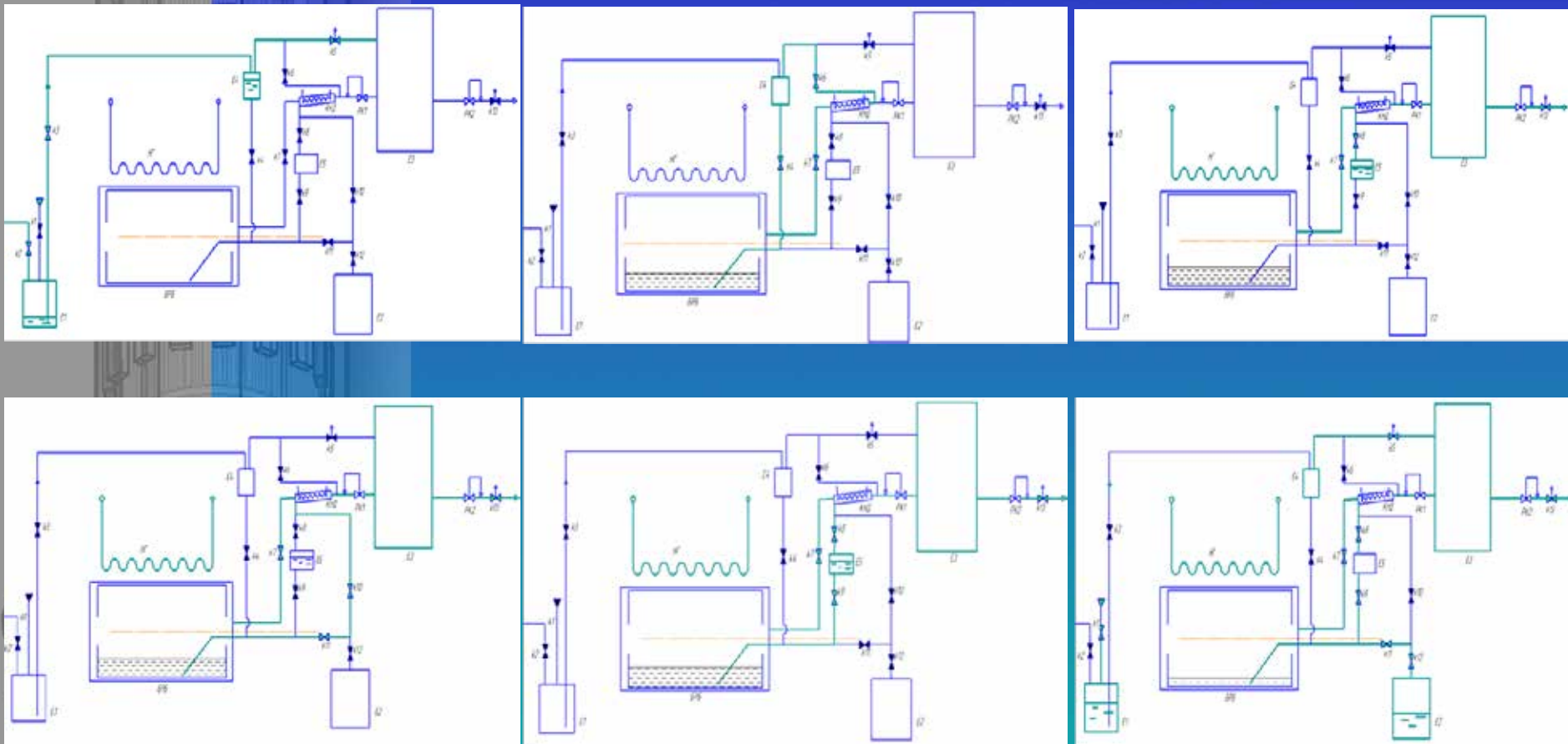
Основные реакции в автоклавном аппарате:



Автоклавная установка на базе БПА



Этапы технологического цикла автоклавирования



Автоклавная установка на базе БПА



Преимущества применения БПА при автоклавировании

- Безреагентная переработка;
- Возможность управления технологическими параметрами;
- Интенсификация процесса термического разложения в тонкой упариваемой пленке (требуется экспериментальное подтверждение);
- Минимизация количества химотмывок и объема вторичных ЖРО;
- Возможность эксплуатации установки в условиях «горячей камеры»



ЗАКЛЮЧЕНИЕ

- Безреагентная переработка;
- Непрерывный технологический процесс включая стадию цементирования;
- Совместное цементирование ИОС;
- Минимальные дозовые нагрузки на персонал;
- Использование БПА для автоклавирования растворов с нитратом аммония в гидрометаллургической технологии переработки нитридного топлива

Спасибо за внимание!



ISSN 0321-222X

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»

АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО

«Высокотехнологический научно-исследовательский институт
неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара»

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Материаловедение
и новые материалы

ВЫПУСК 2(81)

2015

Дополнительную информацию
можно получить из статьи в
ВАНТ «ИСПОЛЬЗОВАНИЕ
БАРАБАННЫХ ПЛЕНОЧНЫХ
АППАРАТОВ
В ТЕХНОЛОГИИ
КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ РАО»
(серия материаловедение и
новые материалы, выпуск 2 (81)
за 2015 год

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ,
ИЗОТОПНОГО СОСТАВА И ОСТАТОЧНОГО
ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО
ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА С ПОМОЩЬЮ УСТАНОВОК
СЕРИИ МКС
УСТАНОВКИ КОНТРОЛЯ ПОДКРИТИЧНОСТИ И
ГЕРМЕТИЧНОСТИ**

**Николаев С.А., Чернов В.А., Волков В.С.
Мастеров А.В., Исаев С.Г., Кузин Н.В.
ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ»
г.Обнинск**

Нормативные документы

- n «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» (НП-053-04)
- n «Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии» (НП-061-05)
- n Стандарт отрасли. «Отработавшие тепловыделяющие сборки ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР. Общие требования к поставке на заводы регенерации» (ОСТ 95 745-2005)

Измеренные значения выгорания ядерного топлива могут использоваться для:

обоснования безопасности при:

- n увеличении вместимости бассейнов выдержки ОЯТ энергоблоков атомных станций за счёт перевода на уплотненную схему хранения ОТВС**
- n транспортировании ОТВС внутри объекта**
- n загрузке ОТВС в транспортные упаковочные комплекты для вывоза ОЯТ с площадок АС**

системы учета и контроля ядерных материалов

**Сертифицированы и зарегистрированы в
Государственном Реестре средств измерений
следующие типы установок:**

МКС-01 ВВЭР – для измерений в условиях БВ ВВЭР

МКС-03 ВВЭР – для измерений в условиях камеры комплектации сухого хранилища ОЯТ и ОДЦ (хранилище ОТВС ВВЭР-1000 на ГХК)

МКС-01 РБМК, МКС-03 РБМК – для измерений в условиях БВ РБМК

МКС-02 РБМК – для измерений в условиях камеры комплектации сухого хранилища ОЯТ (ХОТ-2 на ГХК)

МКС-01 АМБ, МКС-02 АМБ – для измерений выгорания и контроля ЯМ в ТРО при разделке ОТВС АМБ (ПО «МАЯК»)

МКС-01 ДАВ – для измерений выгорания и контроля высокообогащенного ОЯТ (ГХК, СХК, ПО «МАЯК»)

Методики выполнения измерений выгорания, изотопного состава и остаточного тепловыделения с помощью установок аттестованы и внесены в Федеральный реестр методик измерений.

Фактор надежности константного обеспечения

Используемые в ПО константы были получены с помощью аттестованных программных комплексов и протестированы с использованием результатов **разрушающего анализа** выгорания и изотопного состава ядерного топлива в ГНЦ РФ НИИАР и ГНЦ РФ ФЭИ.

Разрушающий анализ проводился в соответствии с **международным стандартом** «ASTM E244-80. Standard Test Method for Atom Percent Fission in Uranium and Plutonium Fuel (Mass-spectrometric Method)».

Технические характеристики установок

Диапазон измеряемых значений выгорания:

5 - 70 МВт·сут./кг для **МКС-01** и **МКС-03 ВВЭР**

5 - 40 МВт·сут./кг для **МКС-01, МКС-02** и **МКС-03 РБМК**

1 - 45 МВт·сут./кг для **МКС-01 АМБ**

5 - 85 % для **МКС-01 ДАВ**

Время выдержки ОТВС в БВ: **10 суток - 50 лет**

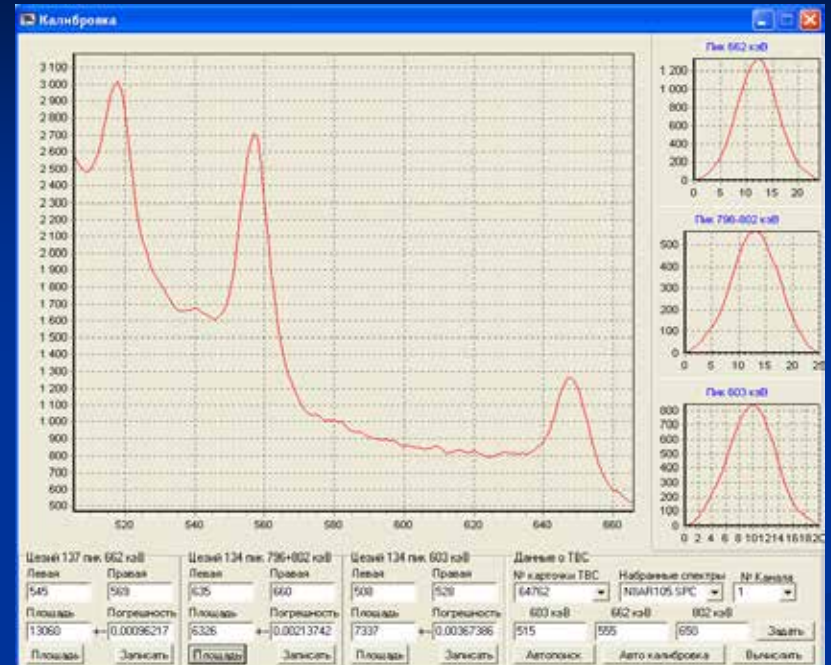
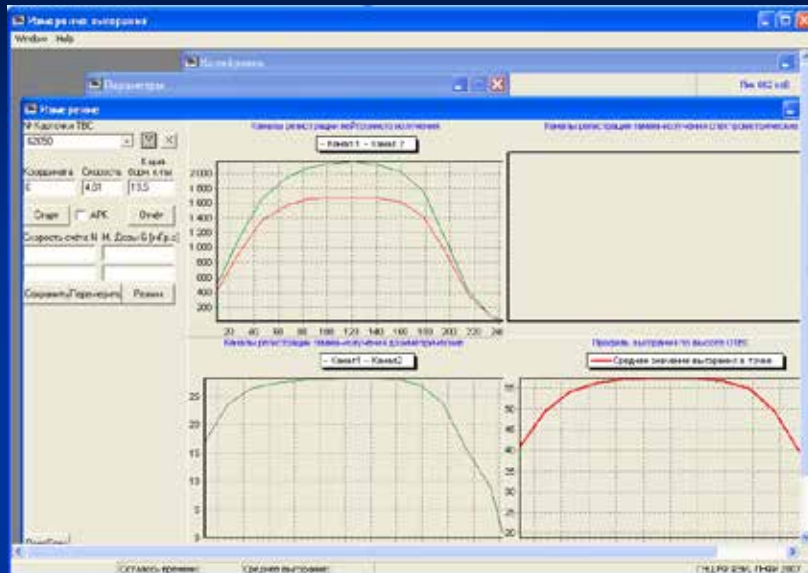
Пределы допускаемой относительной погрешности определения выгорания: **$\pm 10 \%$**

Пределы допускаемой относительной погрешности измерения суммарной массы изотопов урана и плутония: **$\pm 15 \%$**

Пределы допускаемой относительной погрешности измерения остаточного тепловыделения: **$\pm 10 \%$**

Время измерения выгорания в одной ОТВС: **1 – 10 мин.**

Программный комплекс FLAME – управление измерениями и обработка данных



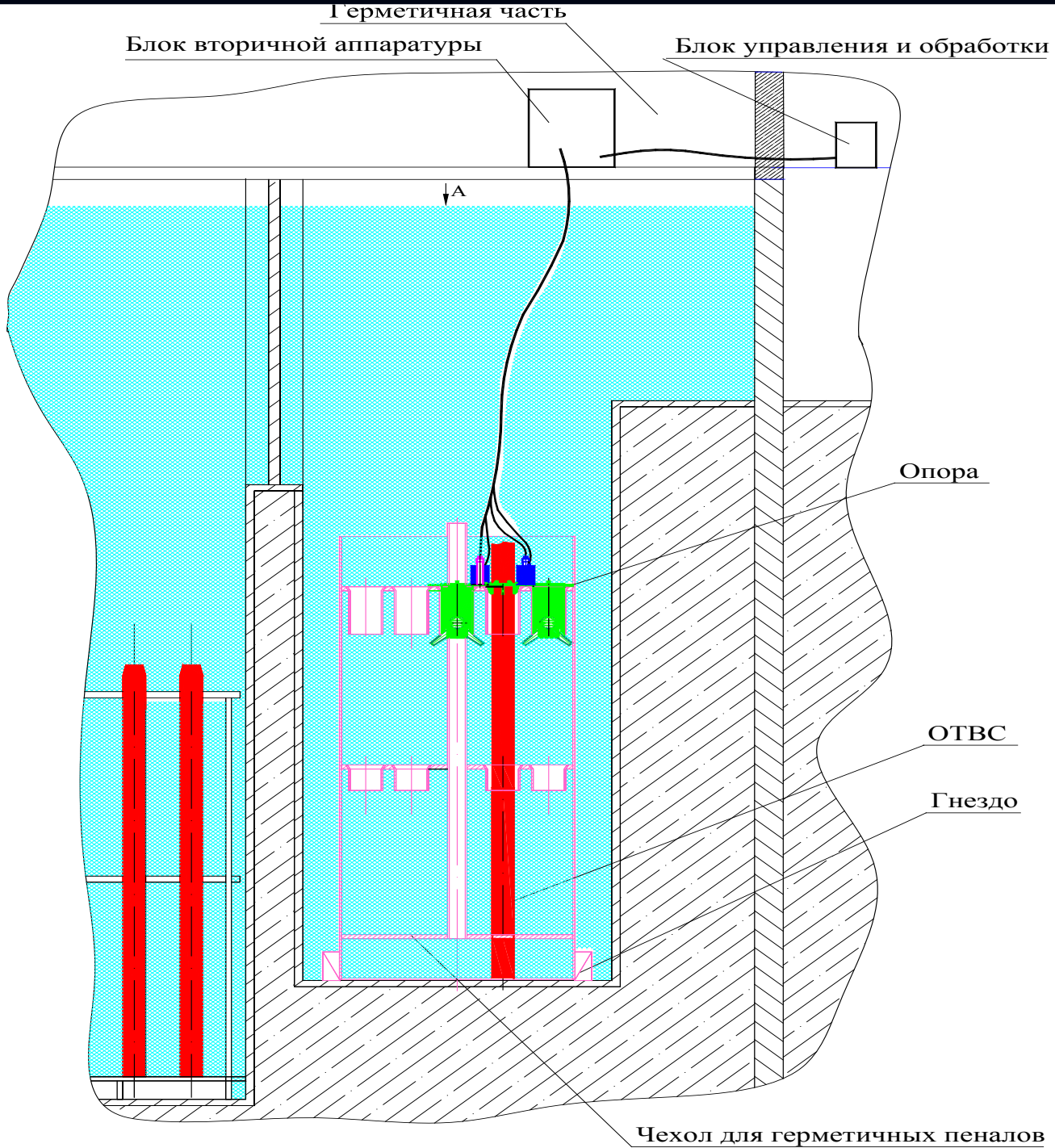
Блоки детекторов установок МКС-01 ВВЭР



**МКС-01 для
ОТВС ВВЭР-440**



**МКС-01 для
ОТВС ВВЭР-1000**



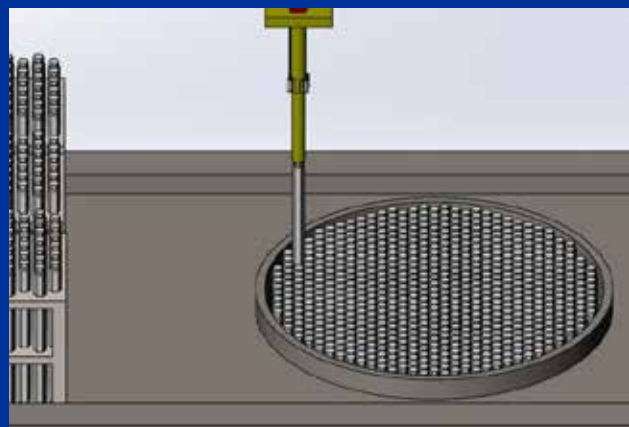
МКС-01 ВВЭР

Схема проведения измерений

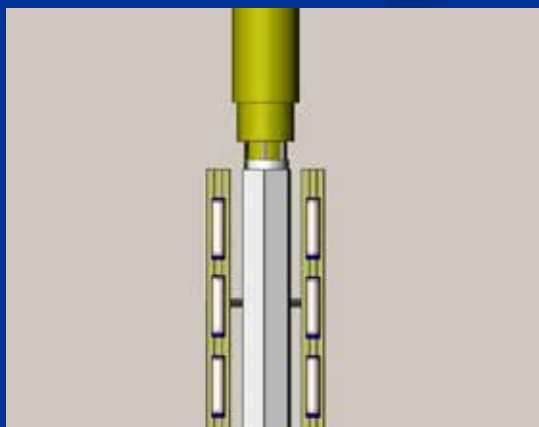
Существующая схема и варианты модернизированной схемы измерений выгорания ядерного топлива ОТВС ВВЭР-1000



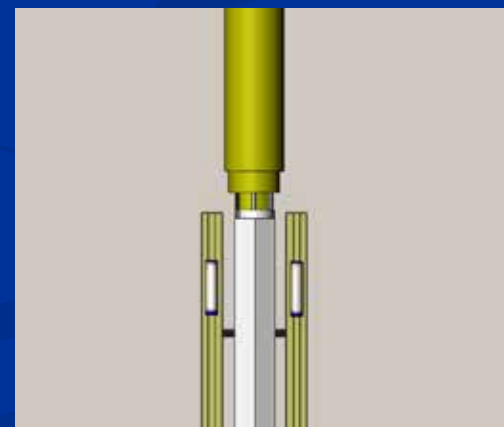
(первый вариант)



(первый вариант)



(второй вариант)



(третий вариант)

Блок детекторов установки МКС-03 ВВЭР



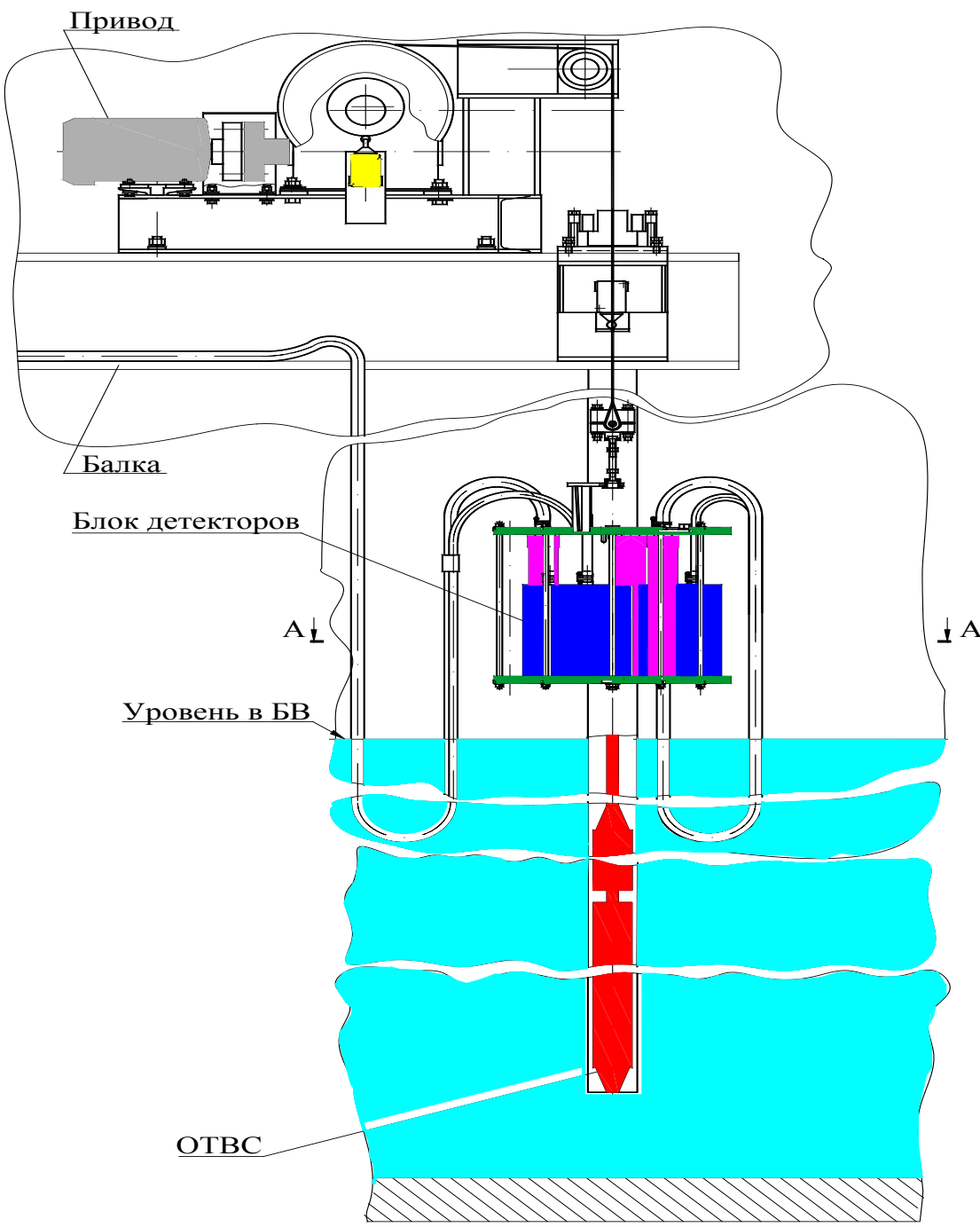
Блоки детекторов установок МКС-01 и МКС-02 РБМК



**МКС-01 РБМК
для условий БВ ХОЯТ**

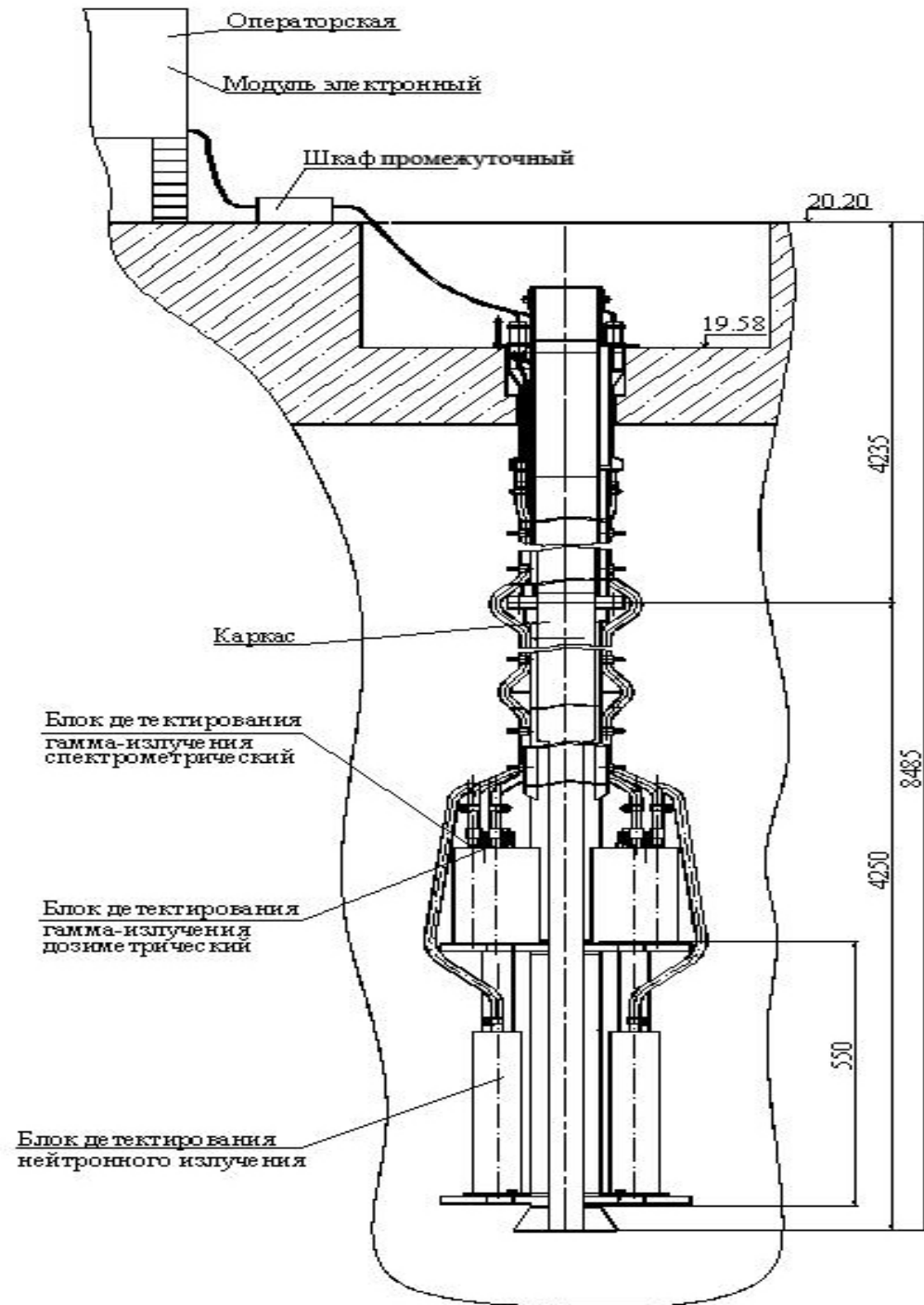


**МКС-02 РБМК
для условий камер
комплектации**

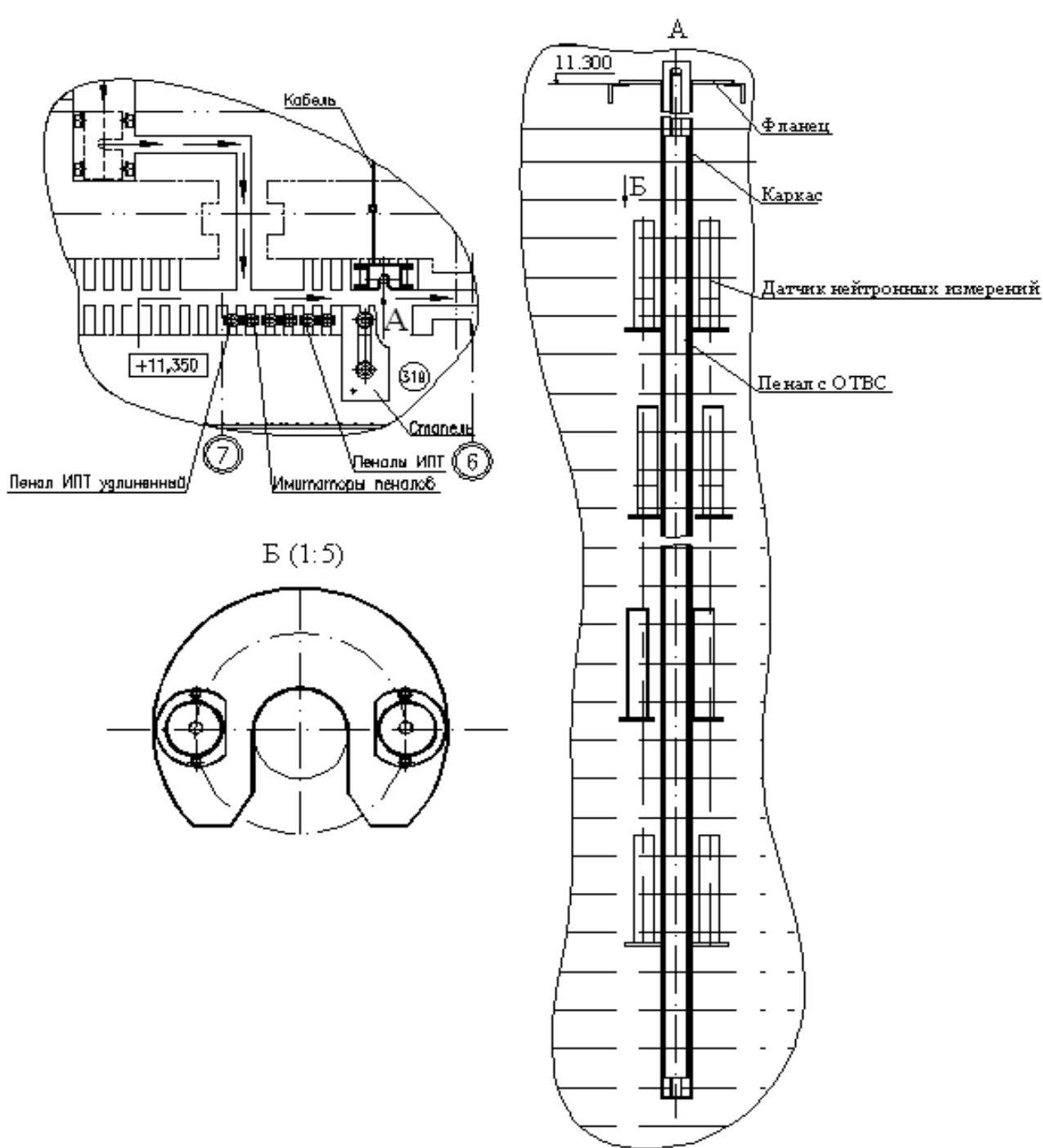


МКС-01 РБМК

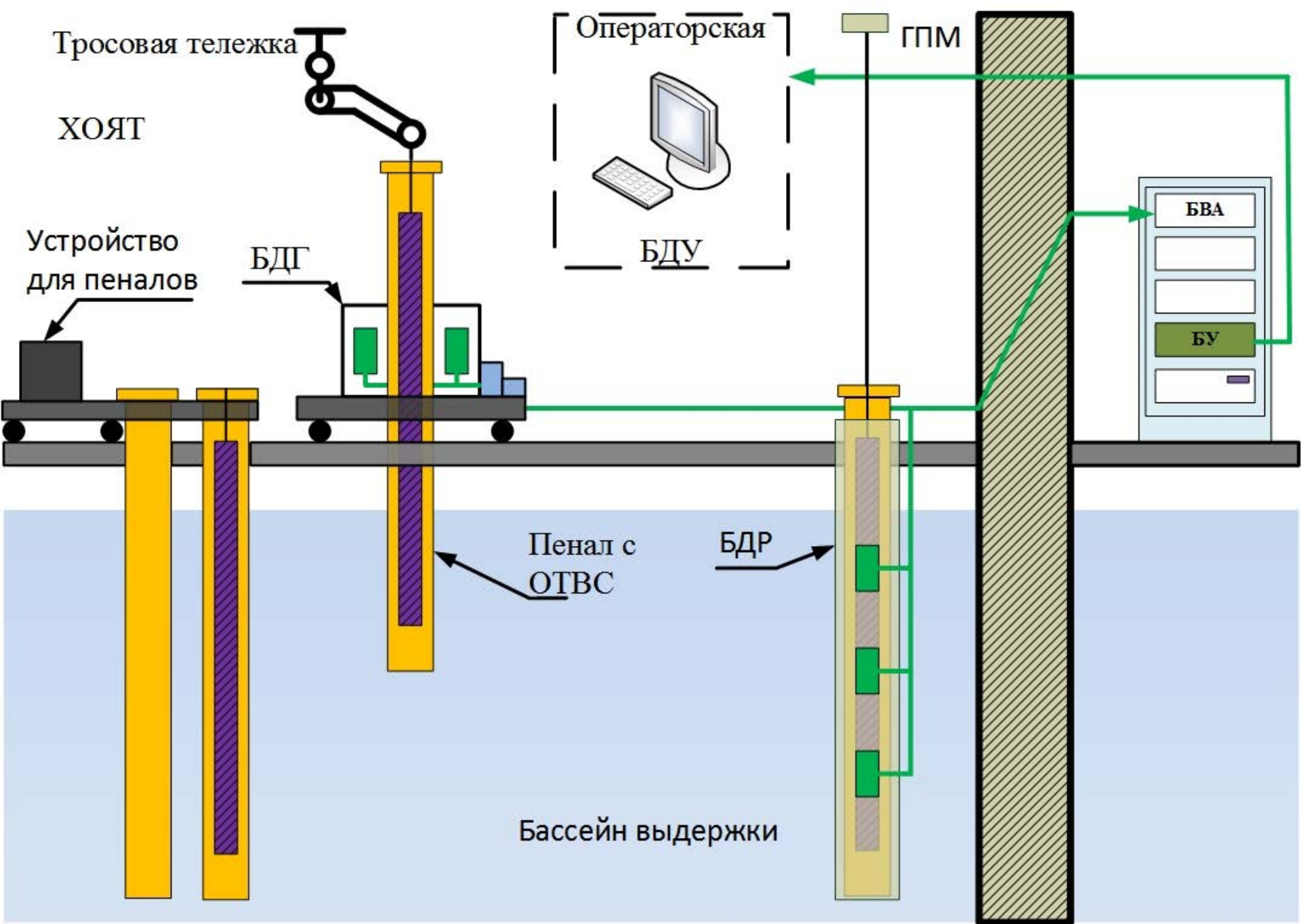
Схема проведения измерений



**Блок
детекторов
установки
МКС-01 РБМК
для
приреакторных
БВ реакторов
РБМК**

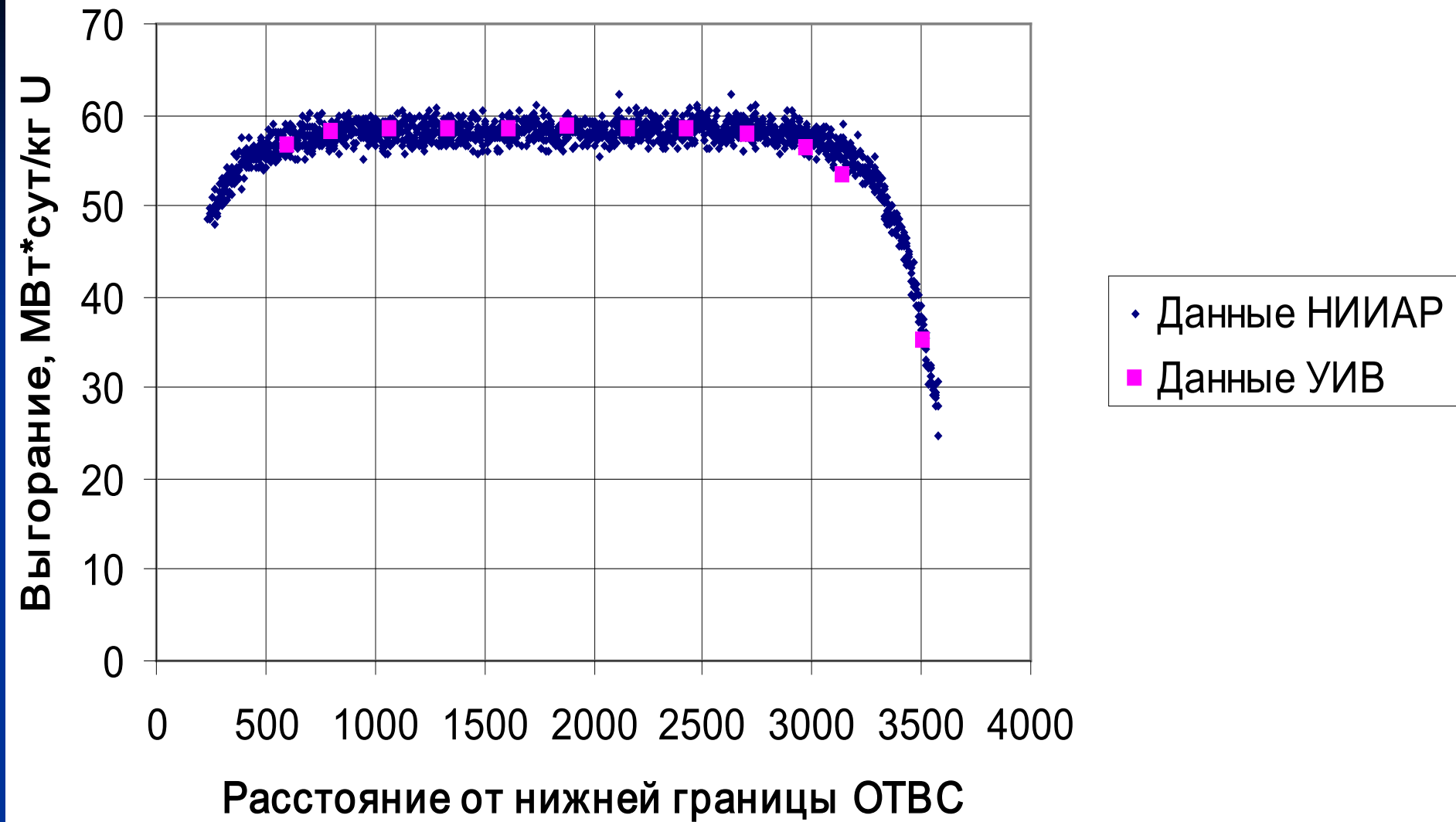


Блок детекторов рабочий установки МКС-03 РБМК для БВ ХОЯТ реакторов РБМК





Блок вторичной
аппаратуры и блок
управления и
обработки данных



Распределение выгорания топлива по высоте имитатора ОТВС №СВ0013

Сводные данные по значениям выгорания 7 ОТВС и 3 имитаторов ОТВС ВВЭР-1000

Номер ОТВС	Значения выгорания по учетным данным АЭС, МВт·сут./кг	Значения выгорания по экспериментальным исследованиям в условиях горячих камер и радио- химическими исследованиями в НИИАР		Значения выгорания по экспериментальным исследованиям в условиях БВ ХОЯТ НИИАР с помощью установки МКС-01 ВВЭР	
		Измеренное значение, МВт·сут./кг	Разность с учетными данными, %	Измеренное значение, МВт·сут./кг	Разность с данными НИИАР, %
E1591	41.4	37.7	-8.9		
ЕД1476	42.5	38.7	-8.9		
ЕК6393	42.7	39.1	-8.4		
		37.5 (имитатор)		38.5	3
ЕД1114	44.7	42.3	-5.4		
Е0325	48.9	46.5	-4.9		
ЕДК7713	55.55	52.4	-8.3		
		48.6 (имитатор)		48.9	1
СВ0013	55.29	52.5	-5.0		
		54.0 (имитатор)		54.4	1

Характеристики исследованных ОТВС ВВЭР-1000

Калининской АЭС

№	Начальное обогащение топлива, %	Способ перемещения ОТВС при измерениях	Учетное значение выгорания, МВт·сут./кг	Измеренное значение выгорания, МВт·сут./кг	Разность между измеренным и учетным значением выгорания, %
1	4,3	Поточечный	42,81	43,1	-0,68
2	2,2	Непрерывный	27,23	26,7	1,95
3	4,3	Непрерывный	57,01	60,38	-5,91
4	3	Непрерывный	33,15	33	0,45
5	4,3	Непрерывный	53,44	55,1	-3,11
6	4,3	Непрерывный	37,46	40,15	-7,18
7	4,3	Непрерывный	49,25	48,16	2,21
8	4,3	Непрерывный	39,27	40,44	-2,98
9	3,9	Непрерывный	46,52	45,66	1,85
10	3,99	Непрерывный	38,56	38,23	0,86
11	3,9	Непрерывный	39,15	37,79	3,47
12	4,3	Непрерывный	43,1	42,73	0,86
13	4,3	Непрерывный	47,48	47,04	0,93
14	3,9	Непрерывный	49,41	47,52	3,83
15	4,3	Непрерывный	50,91	50,32	1,16
16	4,3	Непрерывный	52,98	51,4	2,98
17	4,3	Непрерывный	56,29	56,67	-0,68
18	3,99	Непрерывный	38,57	38,23	0,88
19	4,3	Непрерывный	43,17	42,9	0,63

Выборочные значения выгорания ОТВС ВВЭР-440, исследованных на Кольской и Нововоронежской АЭС установкой МКС-01 ВВЭР (всего ~2000 шт.)

Номер ОТВС	Обогащение, %	Кол-во ТЦ	Продолж. эксплуатации, эфф. сут.	Среднее выгорание, МВт·сут./кг		
				Учетные значения выгорания	Установка МКС-01 ВВЭР	Отклонение от учетных данных, %
136-56369	3.6	5	1238	42.71	41.6 ± 2.9	-2.7
P138-64376	3.82	4	990	42.31	41.0 ± 2.9	-3.1
138-63023	3.82	3	709	31.51	31.5 ± 2.5	0.0
P138-64383	3.82	2	469	22.04	21.0 ± 1.7	-4.8
138-66648	3.82	1	235	8.38	8.2 ± 0.7	-1.8
142-60154	4.21	4	1277	48.21	47.3 ± 3.3	-2.0
142-60178	4.21	5	931.5	49.67	48.0 ± 3.3	-3.4
344-62593	4.4	5	1552	52.56	52.5 ± 3.7	-0.0
344-60370	4.4	5	1546	49.83	49.3 ± 3.3	-3.1

Анализ данных для ВВЭР

- Значения выгорания ОТВС ВВЭР-1000, полученные расчетными методами, выше значений выгорания, полученных в горячих камерах ГНЦ НИИАР и с помощью установки МКС-01 ВВЭР на 10 – 12 %.
- Разность между измеренными и расчетными значениями выгорания, усредненными по ОТВС ВВЭР-1000 исследованных на Калининской АЭС, составила от -7,18 до +3,83%. Предел погрешности измерения выгорания с использованием установки МКС-01 ВВЭР составляет 10%.
- Расчетные значения выгорания всех 19-ти исследованных ОТВС Калининской АЭС лежат в доверительном интервале измеренных значений выгорания, полученных с помощью установки МКС-01 ВВЭР.
- Значения выгорания ОТВС ВВЭР-440, полученные расчетными методами совпадают или незначительно выше значений выгорания, полученных в горячих камерах ГНЦ НИИАР и с помощью установки МКС-01 ВВЭР.
- Отклонения выгораний, полученных расчетным путем от значений выгорания, полученных экспериментальными методами, достигают ~4%.

Выводы для реакторов ВВЭР

1. Установки для измерения выгорания ядерного топлива реакторов ВВЭР МКС-01 ВВЭР эксплуатируются более 5-ти лет для подтверждающих измерений выгорания ядерного топлива реакторов ВВЭР-440 в целях обоснования ядерной безопасности при вывозе ОТВС в контейнерах из АЭС. Только на Кольской АЭС экономический эффект от использования установок МКС-01 ВВЭР за 3 года эксплуатации составил 150 млн. руб.
2. Для всех исследованных ОТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 учетные значения выгорания входят в доверительный интервал измеренных значений выгорания.

3. Модернизация установки МКС-01 ВВЭР и методики измерений позволит производить измерения одновременно со штатной перегрузкой ОТВС в ходе ППР, использовать измеренное выгорание в качестве параметра ядерной безопасности и осуществлять размещение ОТВС в соответствии с измеренным выгоранием не только в контейнерах при вывозе ОТВС, но и в стеллажах бассейнов выдержки, в том числе по уплотненной схеме без использования борных чехлов.

Сводные данные по значениям выгорания ОТВС РБМК-1000 (экспер. методы и СЦК СКАЛА)

Номер ОТВС	СЦК СКАЛА, МВт·сут./кг	Данные НИИАР		МКС-01 РБМК	
		Измеренное значение, МВт·сут./кг	Разность с СЦК СКАЛА, %	Измеренное значение, МВт·сут./кг	Разность с СЦК СКАЛА, %
4-26-57997-96 (2.6%)	6.07	5.6 ± 0.4	-7.8		
1-24-31608-91 (2.4%)	6.28	6.3 ± 0.4	+0.3		
4-26-54626-95 (2.6%)	18.65	16.2 ± 1.1	-13.1		
4-24-16671-88 (2.4%)	18.90	17.8 ± 0.8	-5.8		
1-20-7917-81 (2.0%)	19.49	18.3 ± 0.8	-6.1		
1-24-20567-89 (2.4%)	23.92	21.2 ± 1.5	-11.6	21.0 ± 1.9	-12.2
4-24-16570-88 (2.4%)	24.80	21.7 ± 1.5	-12.5		
1-24-31587-90 (2.4%)	26.16	22.3 ± 1.6	-14.7		
10-26-70360-00 (2.6%)	27.42	24.3 ± 1.7 23.64 ± 0.94	-11.4 -13.8	22.7 ± 1.8	-17.2
4-26-54361-95 (2.6%)	31.30	27.9 ± 2.0	-10.8	27.0 ± 2.4	-13.7
4-24-6004-87 (2.4%)	25.11	22.13 ± 1.5	-11.9	23.47 ± 1.80	-6.5
1-24-20012-89 (2.4%)	25.12	23.27 ± 1.6	-7.4	22.12 ± 1.80	-11.9
11-26-64440-98 (2.6%)	25.99			23.28 ± 1.60	-10.4
13-26-77442-01 (2.6%)	26.08			23.77 ± 1.70	-8.9
10-26-57761-99 (2.6%)	35.00	30.6 ± 2.1	-13.0		

Выборочные данные по значениям выгорания ОТВС РБМК-1000, исследованным на Ленинградской АЭС установкой МКС-01 РБМК

Номер ОТВС	Обогащение по U-235, %	Среднее выгорание, МВт·сут./кг			Выгорание верхнего пучка ТВЭЛ, МВт·сут./кг (МКС-01 РБМК)	Выгорание нижнего пучка ТВЭЛ, МВт·сут./кг (МКС-01 РБМК)
		Учетные значения выгорания,	Установка МКС-01 РБМК	Отклонение от учетных данных, %		
10-26-76906-01	2.6	25.80	24.60	-4.9	23.80	25.40
1-20-1208-79	2.0	20.01	17.56	-14.0	17.51	17.59
2-20-1878-80	2.0	20.39	18.77	-8.6	18.13	18.29
2-20-1911-80	2.0	20.51	18.20	-12.7	18.22	18.19
2-20-5470-80	2.0	19.94	16.97	-17.5	17.23	16.68
2-20-7869-82	2.0	20.12	17.88	-12.5	18.36	17.46
2-20-8222-79	2.0	19.90	17.86	-11.4	16.12	18.56
26-61319	2.6	29.60	24.90	-19.0	25.10	24.70
26-69289	2.6	28.50	26.00	-10.0	25.70	26.20
26-58072	2.6	21.80	18.70	-16.0	18.60	18.80
2-20-8579-79	2.0	20.04	16.01	-25.1	16.23	15.82
2-20-5094-85	2.0	20.70	16.26	-44.3	14.70	13.98
2-20-5839-82	2.0	20.13	16.64	-21.0	16.68	16.60

Распределение выгорания по высоте ОТВС РБМК-1000 ЛАЭС, полученные на установке МКС-01 РБМК



Изотоп	Масса изотопа в ОТВС, г
U-235	6.39E+02
U-236	2.62E+02
U-238	1.12E+05
Pu-238	2.27E+00
Pu-239	2.97E+02
Pu-240	1.81E+02
Pu-241	1.72E+01

ОТВС 1-20-1208-79

Изотоп	Масса изотопа в ОТВС, г
U-235	6.63E+02
U-236	2.58E+02
U-238	1.12E+05
Pu-238	2.12E+00
Pu-239	2.96E+02
Pu-240	1.76E+02
Pu-241	1.62E+01

ОТВС 2-20-1878-80

Анализ данных для РБМК-1000

- n Значения выгорания ОТВС РБМК-1000, полученные расчетными методами выше значений выгорания, полученных в горячих камерах ГНЦ НИИАР и с помощью установки МКС-01 РБМК на 4 – 19 %. Для 3-х из исследованных ОТВС различия между расчетными и измеренными данными составили 21, 25.1 и 44.3 % от измеренных данных.
- n Распределения выгорания по высоте ОТВС заметно различаются между собой, что обусловлено влиянием стержней СУЗ на нейтронные поля в реакторе.
- n Для части ОТВС выгорание ядерного топлива верхних ПТ больше выгорания ядерного топлива нижних ПТ, для другой части ОТВС – наоборот, различия в средних значениях выгорания ядерного топлива верхних и нижних ПТ достигают 15%; наибольшая асимметрия распределения выгорания по высоте наблюдается для ОТВС 70-90-х годов выгрузки.

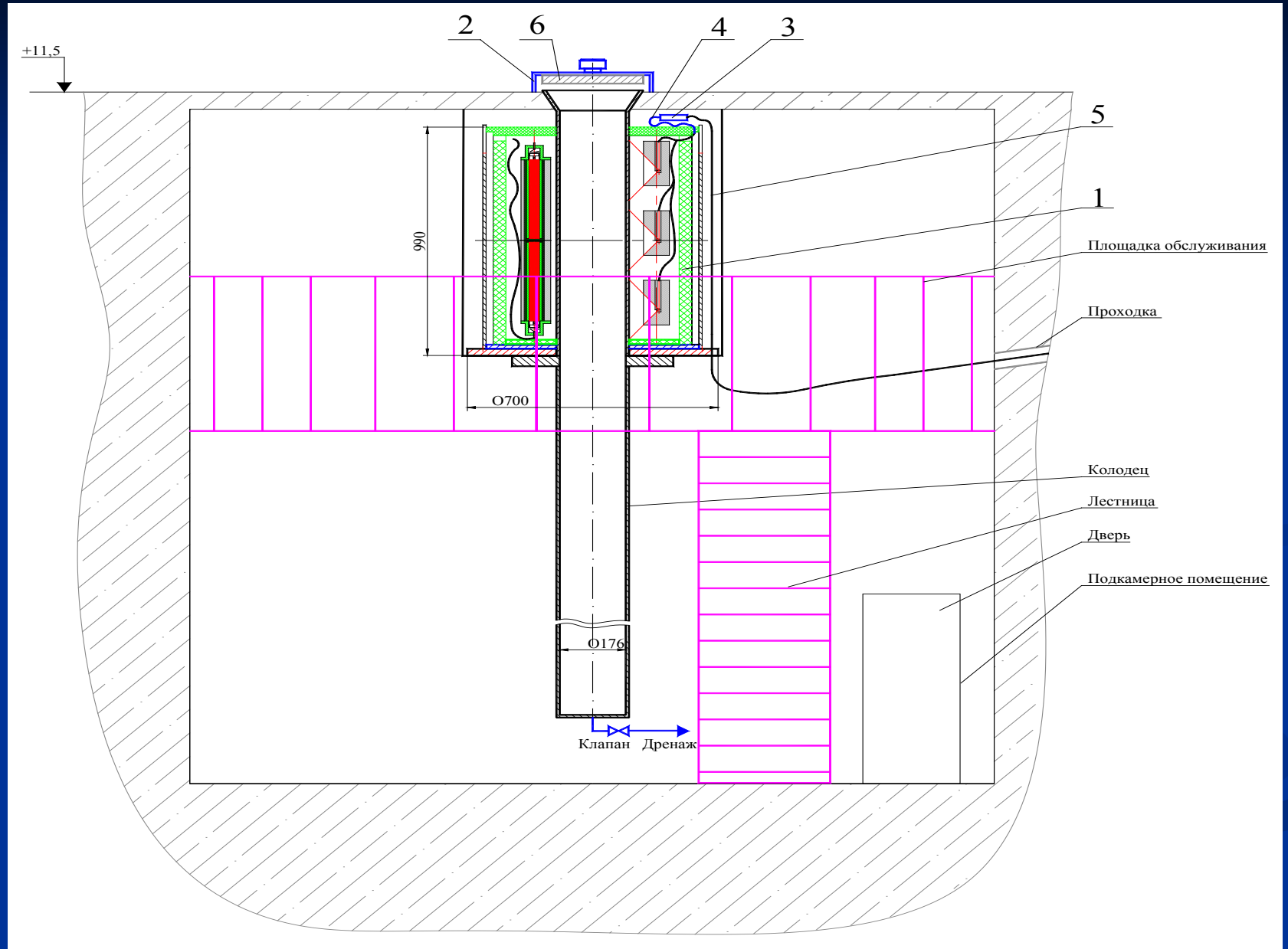
Выводы для реакторов РБМК-1000

- В заполненных БВ ХОЯТ и приреакторных БВ в процессе проведения работ по уплотнению ОТВС целесообразно проводить измерение выгорания для подтверждения результатов расчетов, используемых для обоснования ядерной безопасности. При использовании выгорания, как параметра ядерной безопасности можно достичь максимального уплотнения.
- При переводе ОТВС РБМК с мокрого хранения на сухое высотное распределение выгорания ПТ ОТВС может быть паспортной характеристикой, т.к. оно не меняется во времени.

Установка измерений выгорания и изотопного состава ОЯТ реакторов АМБ Белоярской АЭС МКС-01 АМБ

- п Установка МКС-01 АМБ предназначена для измерения выгорания и изотопного состава ядерного топлива в пеналах с ОЯТ, образующимся при разделке ОТВС реакторов АМБ, и измерения количества ядерных материалов в фильтрах с твердыми радиоактивными отходами и просыпями ОЯТ.
- п Установка МКС-01 АМБ позволяет определять выгорания в диапазоне 1-45 МВТ сут/кг.
- п Установка МКС-01 АМБ разработана с целью контроля количества ядерных материалов при разделке ОТВС на фрагменты твэлов длиной 78 см, упаковку фрагментов твэлов в пеналы.
- п На текущий момент технология разделки ОТВС реализуется во ФГУП «ПО «Маяк», где уже хранится значительная часть ОТВС реакторов АМБ.

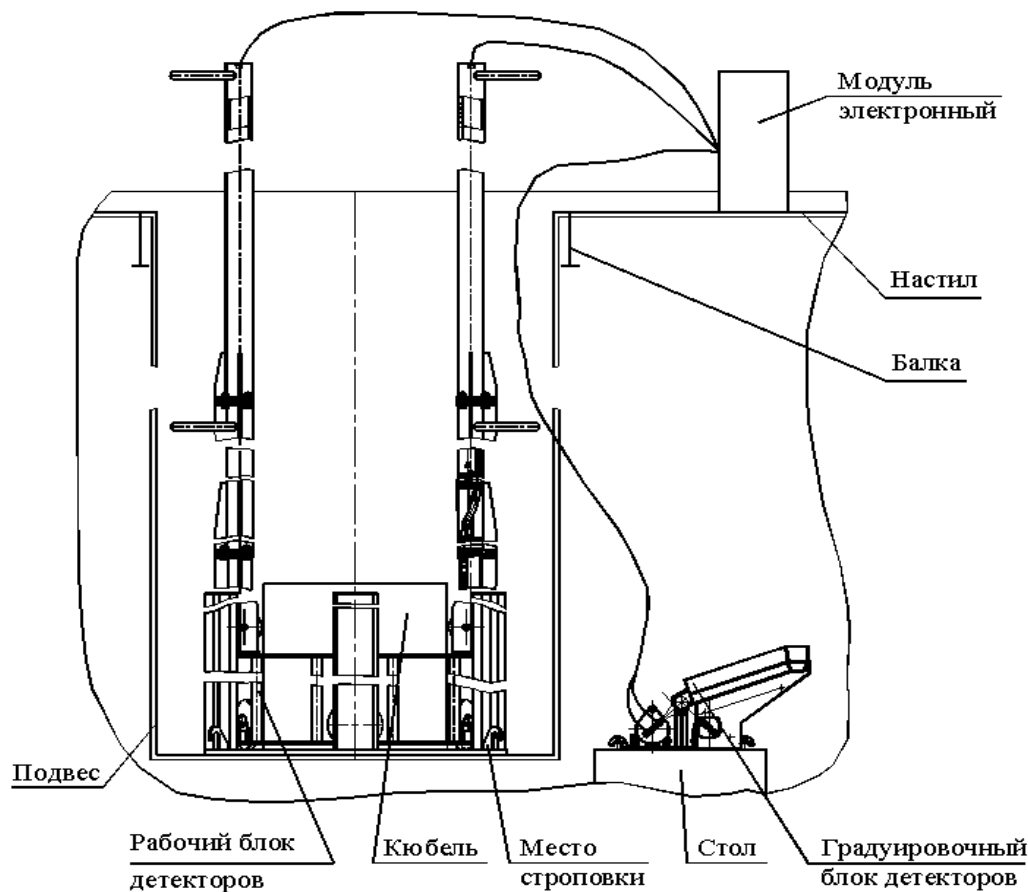
Установка МКС-01 АМБ



Установка измерений выгорания и изотопного состава ОЯТ ДАВ-90 реакторов АДЭ во ФГУП «ГХК» и ФГУП «СХК» МКС-01 ДАВ

- п МКС-01 ДАВ была разработана для измерения выгорания и изотопного состава высокообогащенного ядерного топлива отработавших твэлов ДАВ-90 и среднего выгорания ядерного топлива твэлов, размещенных в ковшах (кюбелях) в диапазоне от 5 до 85%.
- п Установка прошла государственные испытания с целью утверждения типа средств измерений и внесена в государственный реестр средств измерений, методика измерений с использованием установки МКС-01 ДАВ сертифицирована.

Установка измерения выгорания высокообогащенного топлива ДАВ-90 МКС-01 ДАВ



Установка измерения подкритичности УИП-006

В настоящее время общее число ОТВС в БВ ХОЯТ составляет несколько десятков тысяч. Измерения выгорания как параметра ядерной безопасности для всех ОТВС является сложной задачей. В этих условиях в качестве компенсирующих мероприятий была разработана установка контроля подкритичности УИП-006, позволяющая экспериментально при использовании расчетных констант контролировать подкритичность для обоснования ядерной безопасности в БВ ХОЯТ.

Установка УИП-006 была внедрена на ЛАЭС в 2009 году, в 2011 году был утвержден данный тип средства измерений и аттестована методика измерений. Принцип определения подкритичности основан на измерениях коэффициента спада нейтронного потока при введении в систему нейтронного импульса от импульсного нейтронного генератора. Тестирование установки УИП-006 производилось путем сравнения расчетных и измеренных значений подкритичности области БВ ХОЯТ, содержащей 36 ОТВС. Выгорание ядерного топлива ОТВС было измерено с использованием установки МКС-01 РБМК. Время измерения подкритичности в одной зоне составляет 60 мин – 15 мин. на измерение, 45 мин. на охлаждение импульсной трубки ИНГ. Расчеты производились по программе САФФИР_95&RC_ХОЯТ.03. Расчетное значение подкритичности исследуемой области составило 0.524, а измеренное – 0.5302, т.е. различие составляет ~1%.



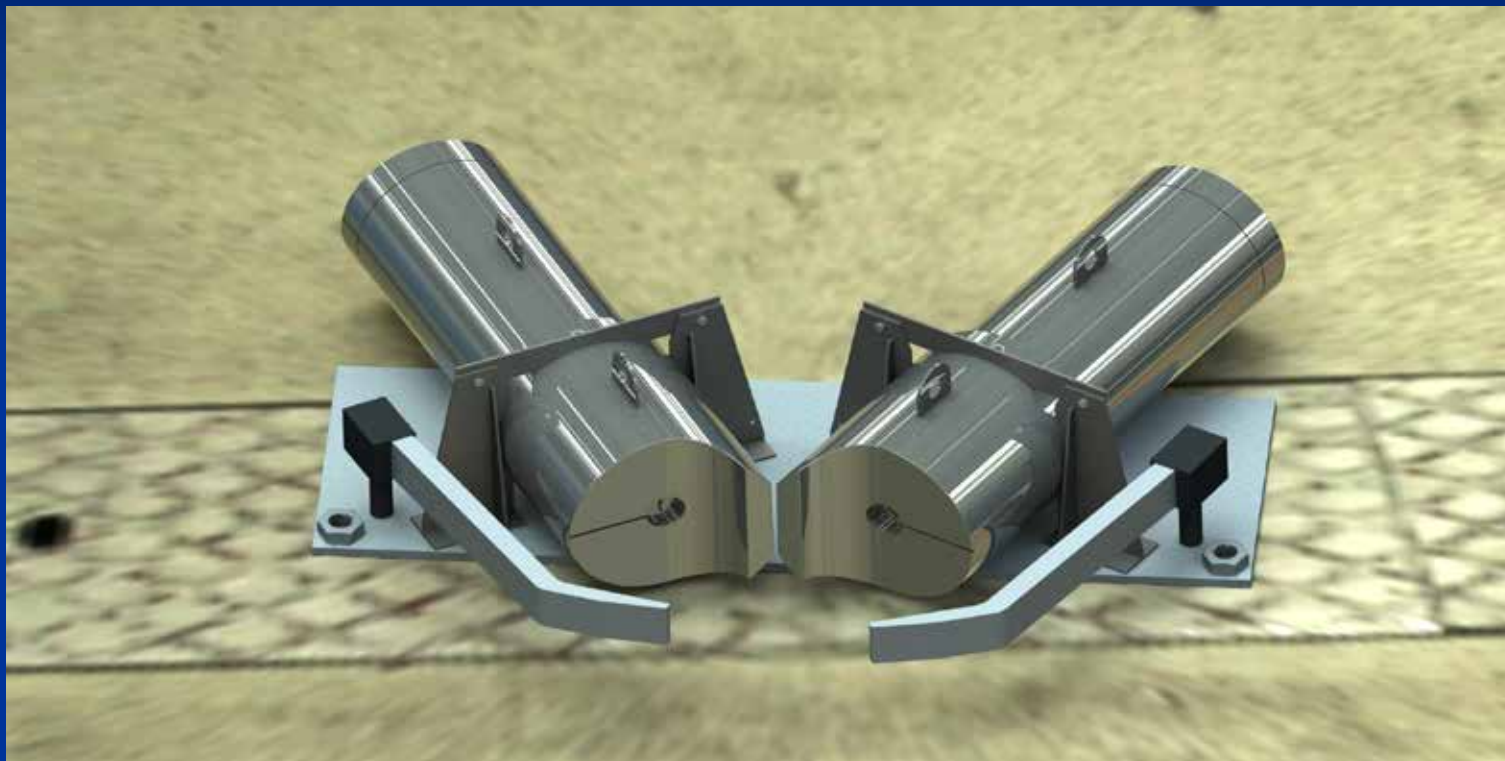
УИП-006

Установка оперативного контроля

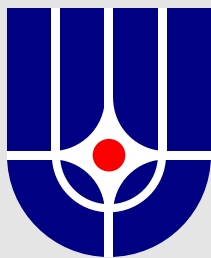
герметичности ОТВС РБМК

- n Разделение ОТВС на герметичные и негерметичные необходимо для сортировки ОТВС (на хранение - во ФГУП «ГХК» и на переработку - во ФГУП ПО «МАЯК» перед направлением пенала с ОТВС в защитную камеру) .
- n В настоящее время контроль герметичности осуществляют методом периодического отбора проб воды из пеналов с ОТВС. Активность продуктов деления (^{134}Cs , ^{137}Cs) и радионуклидов коррозионного происхождения (^{60}Co , ^{54}Mn , ^{51}Cr) измеряют на гамма-спектрометре с блоками детектирования ДГДК-63А по ОСТ 95.593-78.
- n Опыт такого контроля показал следующее:
- n Активность воды определяется в основном радионуклидами ^{137}Cs , ^{134}Cs и ^{60}Co , причем наибольший вклад дает ^{137}Cs .
- n Активность ^{137}Cs в воде находится в интервале от 10^{-7} Ки/л до 10^{-2} Ки/л. Значительная часть ОТВС соответствует активности $\leq 2 \times 10^{-6}$ Ки/л. Эта активность определяется десорбцией ^{137}Cs с поверхности герметичных ОТВС, хранящихся в приреакторных бассейнах в стандартных условиях.

Для массовых измерений активности воды в пеналах с ОТВС предложен оперативный метод, основанный на прямых спектрометрических измерениях активности воды в пенале с ОТВС в БВ ХОЯТ. Установка, реализующая этот метод, в настоящее время разрабатывается для АЭС с РБМК



Установка оперативного контроля герметичности (УОКГ) обеспечивает определение герметичности ОТВС РБМК путем измерения удельной активности воды одновременно в двух пеналах с ОТВС.



Национальный исследовательский центр
“Курчатовский институт”
Москва

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

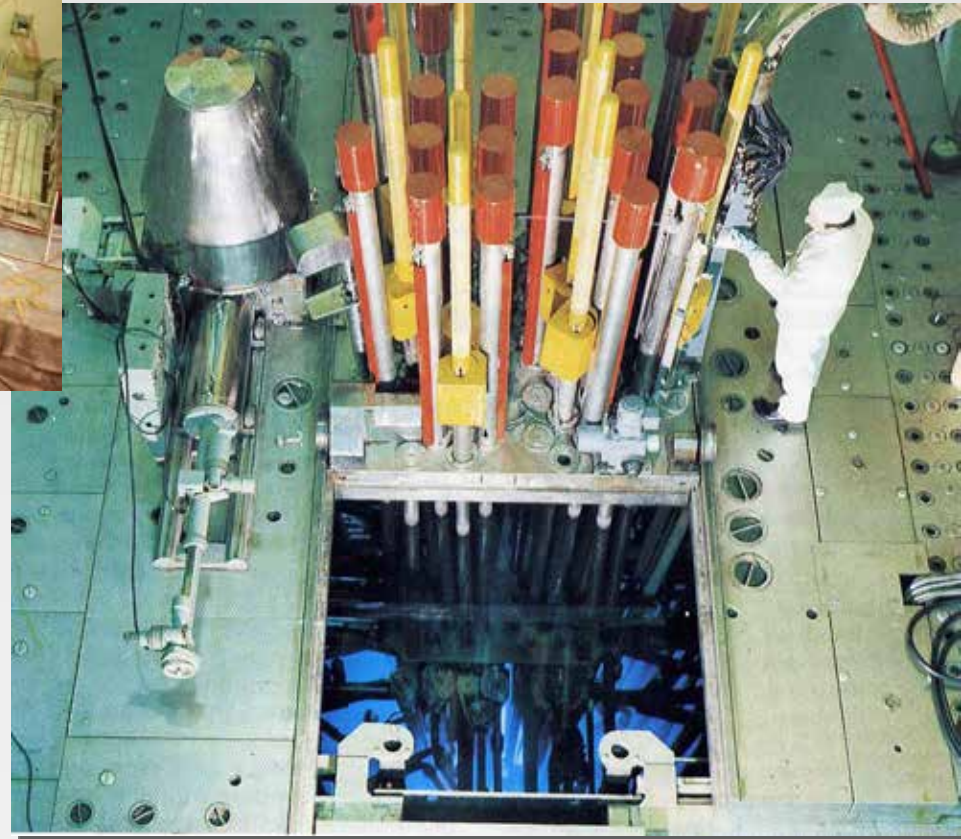
Характеризация высоко загрязненного оборудования с помощью дистанционных спектрометрических и радиометрических систем

**С.Г.Семенов, А.Г.Волкович, В.Н.Потапов, В.Е.Степанов, С.В.Смирнов,
А.В.Чесноков**

22 – 25 сентября 2015 · Москва

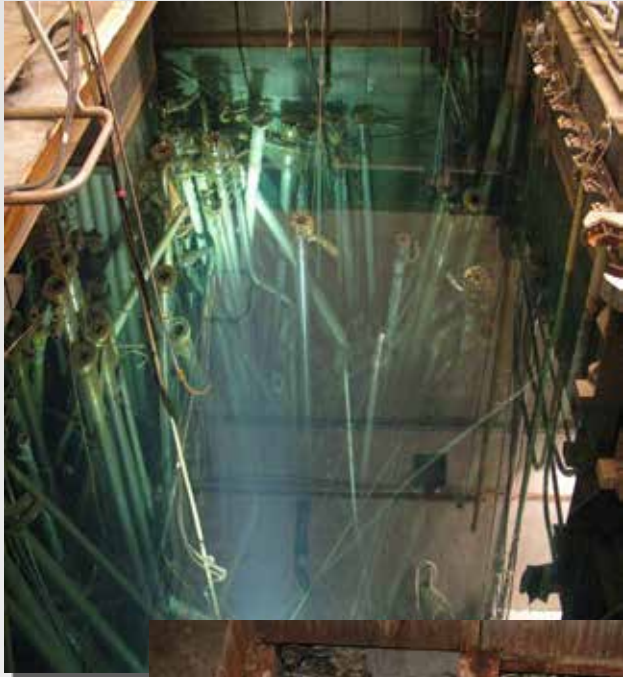
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ РЕАКТОР МР (материаловедческий реактор)

Мощность реактора вместе
с петлевыми установками
50 МВт



Работы по выводу из
эксплуатации начались в
2011 г.

ПРОБЛЕМЫ ПРОЕКТА



- **Высокие уровни загрязнения основного и вспомогательного оборудования**
- **Высокий и неоднородный радиационный фон в помещениях**
- **Высокая плотность размещения оборудования**
- **Недостаток документации на оборудование и системы реактора**

ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ СИСТЕМ ИЗМЕРЕНИЯ



- Измерение в помещениях с неоднородным размещением оборудования
- Сильно неоднородное загрязнение
- Измерение активности по длине объекта
- Определение наличия урансодержащих масс
- Оценка удельной активности возникающих РАО
- Предварительная сортировка РАО
- Проведение измерений под водой.



ПРИБОРЫ ПОЛУЧЕНИЯ ГАММА ИЗОБРАЖЕНИЙ



Гаммавизор

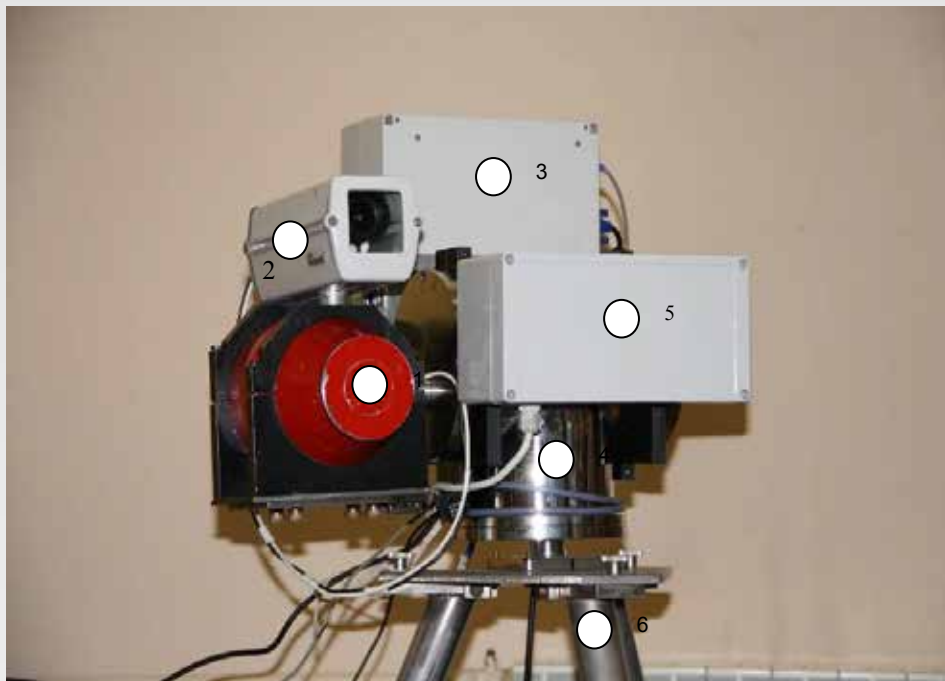


Коллимированная
спектрометрическая
сканирующая система



Гамма камера с
кодирующей
апертурой

Гамма локатор – сканирующий коллимированный детектор гамма излучения



Гамма локатор. 1 - детектор гамма излучения в свинцовом коллиматоре; 2 - цветная видеокамера в герметичном боксе; 3 - управляющий блок; 4 - поворотное устройство; 5 - блок питания поворотным устройством; 6 - штатив.

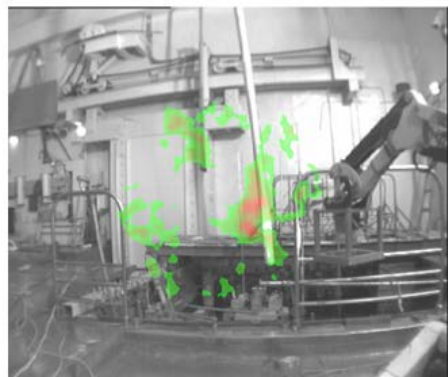
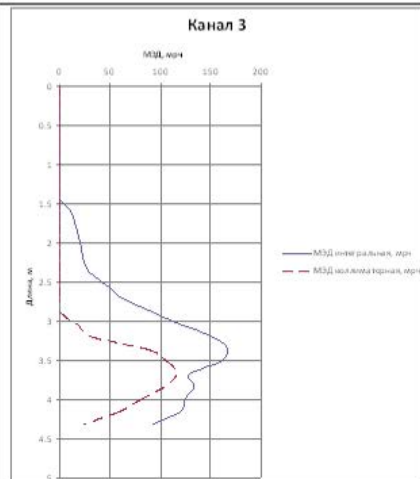
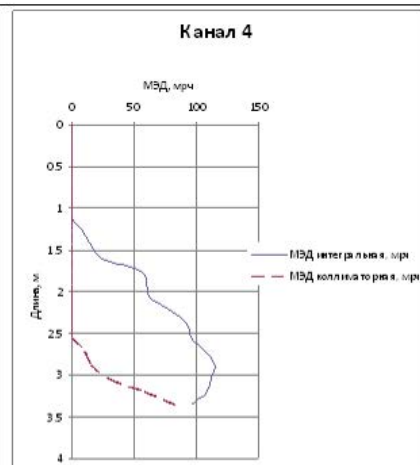
Удаленный пульт управления системы

Детектор	Чувствительность, (имп·с ⁻¹)/(мкЗв·ч ⁻¹)		Разрешение, %
	Линия гамма-излучения, кэВ		
	662 (Cs-137)	1173.3 (Co-60)	662 (Cs-137)
CsI(Tl), V _{sc} =20 см ³	760	212	8.4
CsI(Tl), V _{sc} =5 см ³	250	64	8.8
CdZnTe	9	-	1.7

ИК «Гамма-пионер» для радиационного обследования помещений и отдельных объектов



ПРОВЕДЕНИЕ КОМПЛЕКСНЫХ ИЗМЕРЕНИЙ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ПЕТЛЕВЫХ КАНАЛОВ



Радионуклидный состав:

^{60}Co ($E_{\gamma} = 1173$ кэВ и 1332 кэВ), ^{137}Cs ($E_{\gamma} = 661,6$ кэВ), ^{94}Nb ($E_{\gamma} = 702,6$ кэВ и $871,1$ кэВ)

Активность каналов: от 0.02Ки до 10Ки

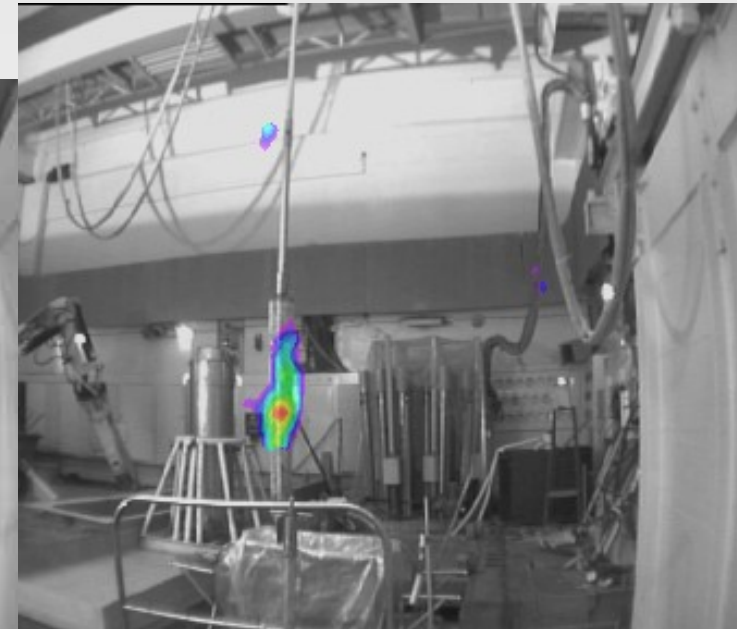
Мэд на расстоянии 1м от каналов: от 0.2Р/ч до 6Р/ч

СКАНИРОВАНИЕ ОБЪЕКТОВ ПО ДЛИНЕ

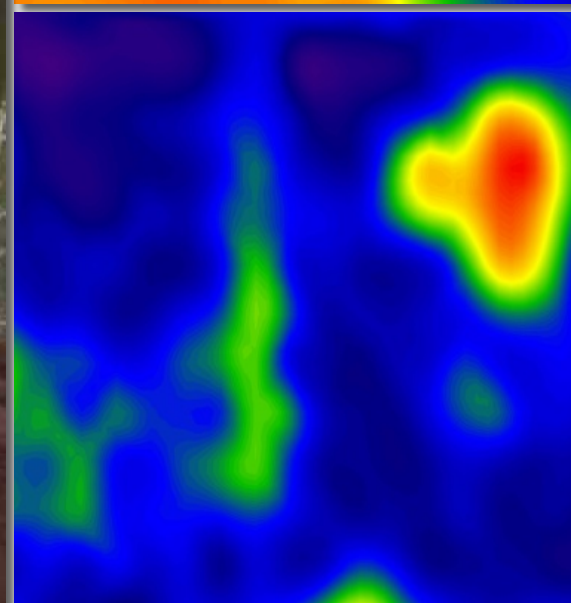
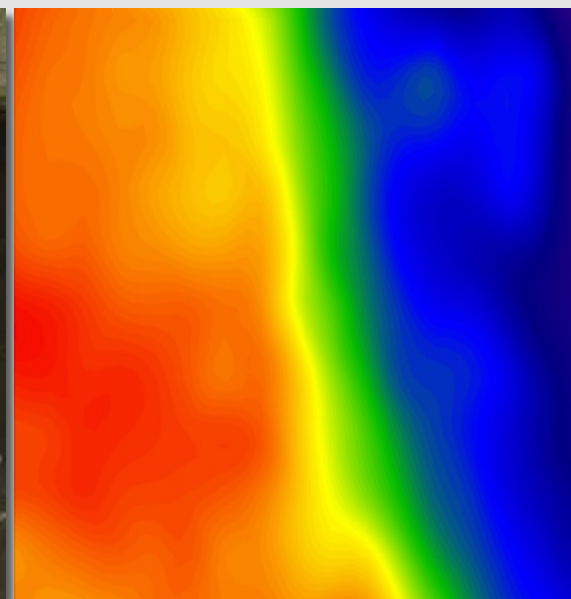
Измерение распределения активности по длине, получение спектров гамма-излучения и гамма изображений объектов.

Сканировано более 170 петлевых каналов и более 210 бериллиевых и графитовых блоков реактора МР.

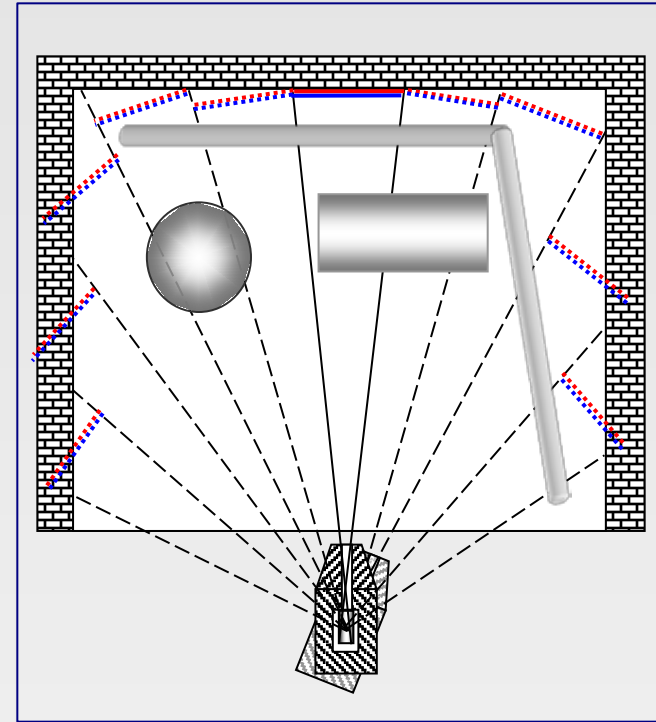
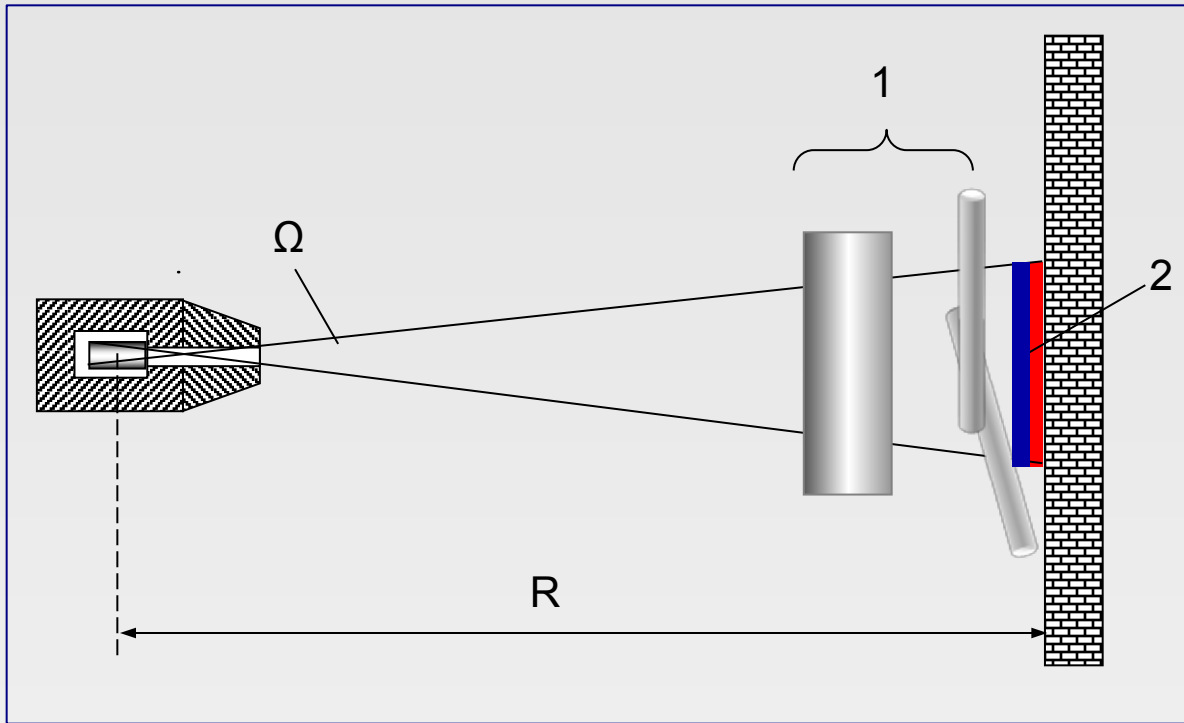
Высокоактивные части отделялись и отправлялись в хранилище высокоактивных отходов Центра, средне- и низко-активные части упаковывались в контейнеры и отправлялись в НПО «Радон»



Сканирование распределения радиоактивности в технологических помещениях реактора

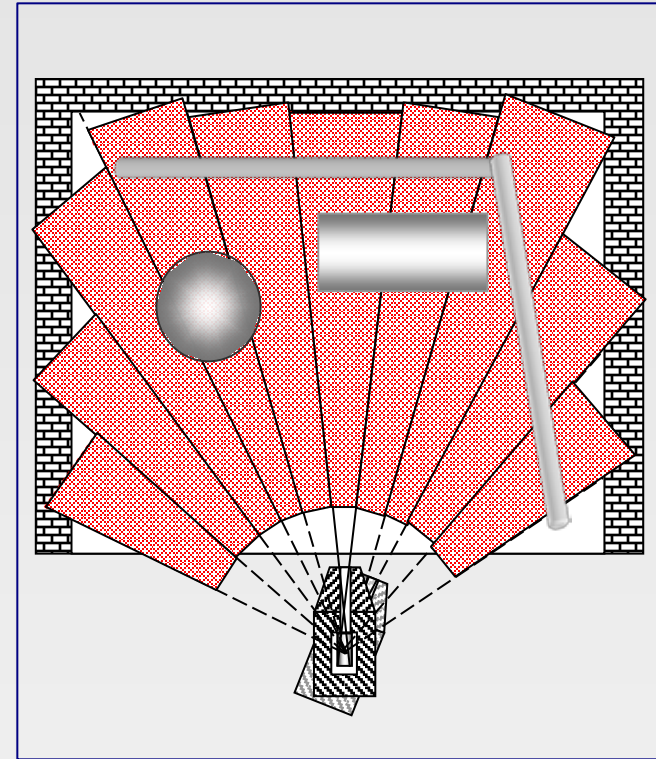
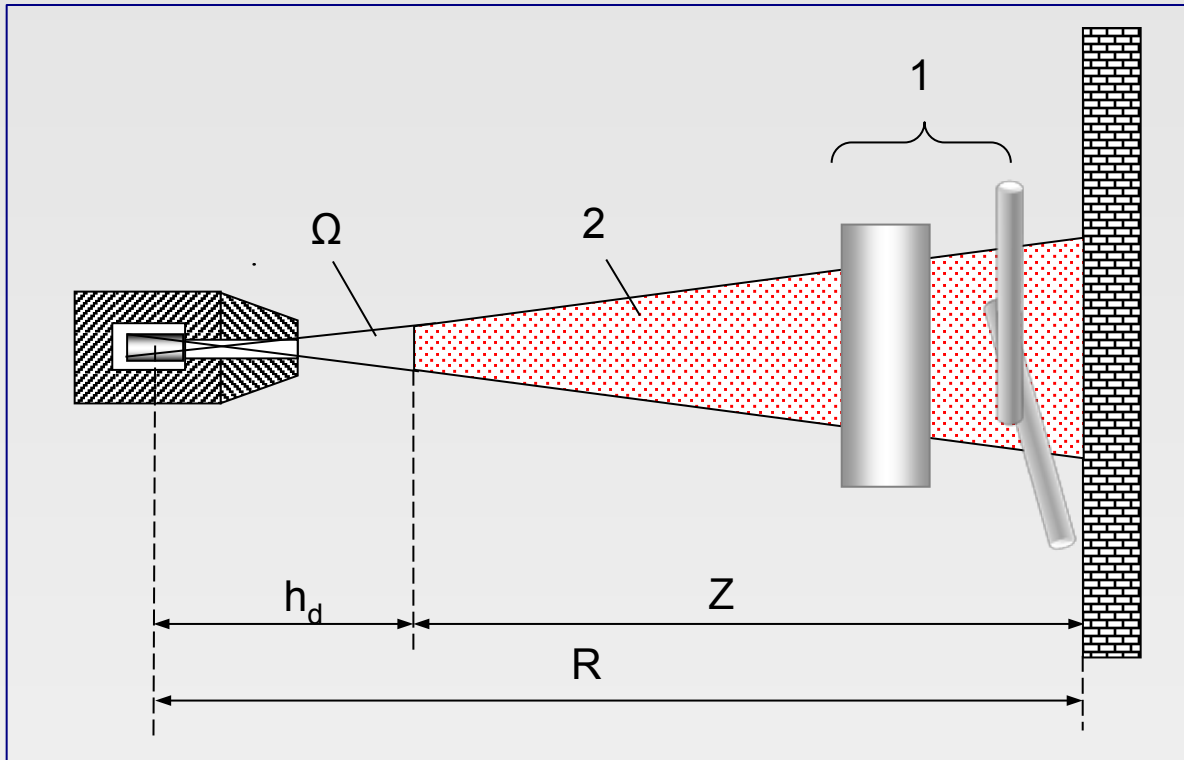


Отображение активности на поверхности помещения



1. Технологическое оборудование (трубопроводы, насосы и т.д.)
2. Эквивалентный псевдоисточник (красный)
дополнительный стальной фильтр (синий)

Модель распределения активности в объеме



1. Технологическое оборудование (емкости, трубопроводы и т.п.)
2. Эквивалентные объемные псевдоисточники

ПАРАМЕТРЫ СКАНИРОВАНИЯ

Мощность дозы в месте расположения детектора:

150 мкЗв/ч

Горизонтальный шаг: 5 градусов

Вертикальный шаг: 5 градусов

Число горизонтальных измерений: 26

Число вертикальных измерений :16

Время экспозиции на каждый спектр: 2 минуты

Как результат получим

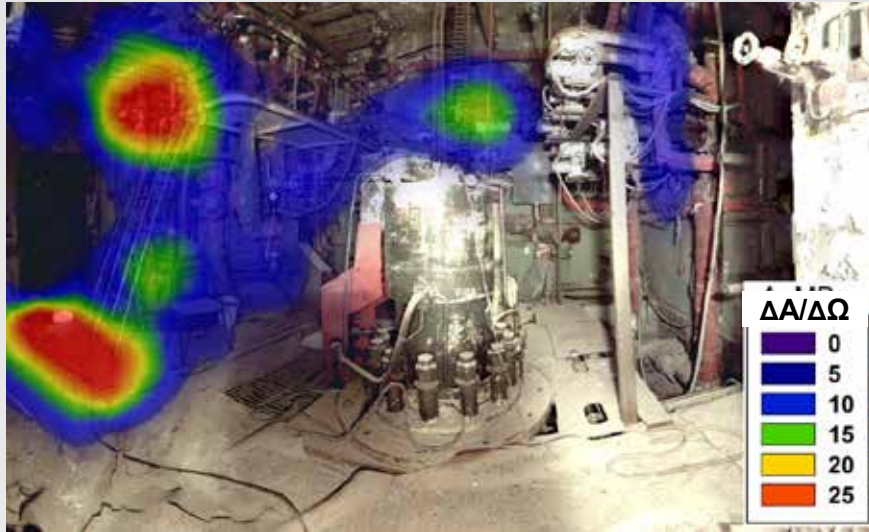
416 фото

416 спектров для открытого коллиматора

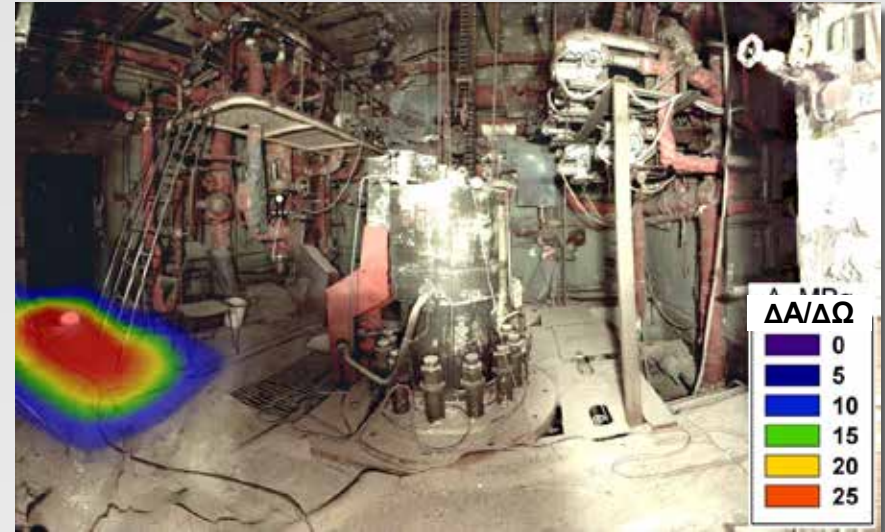
416 спектров для закрытого коллиматора

416 разностных спектров

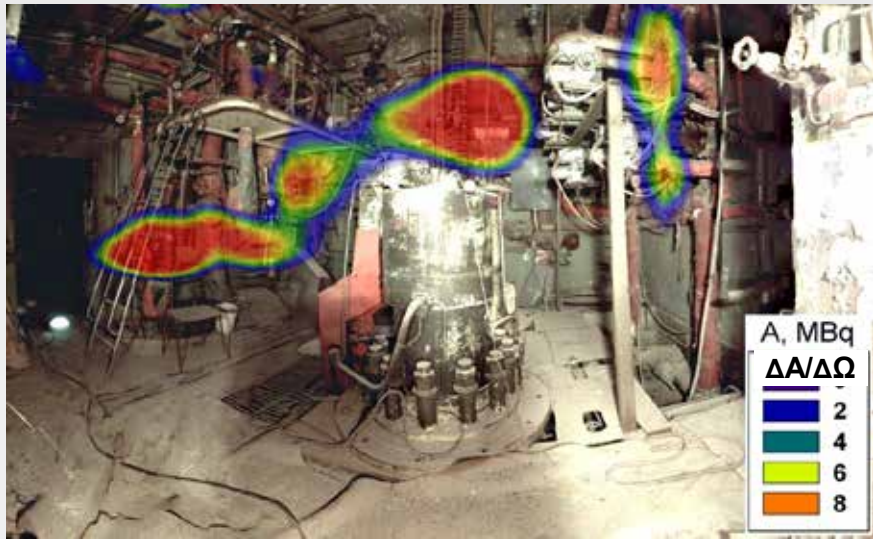
Карты распределения активности



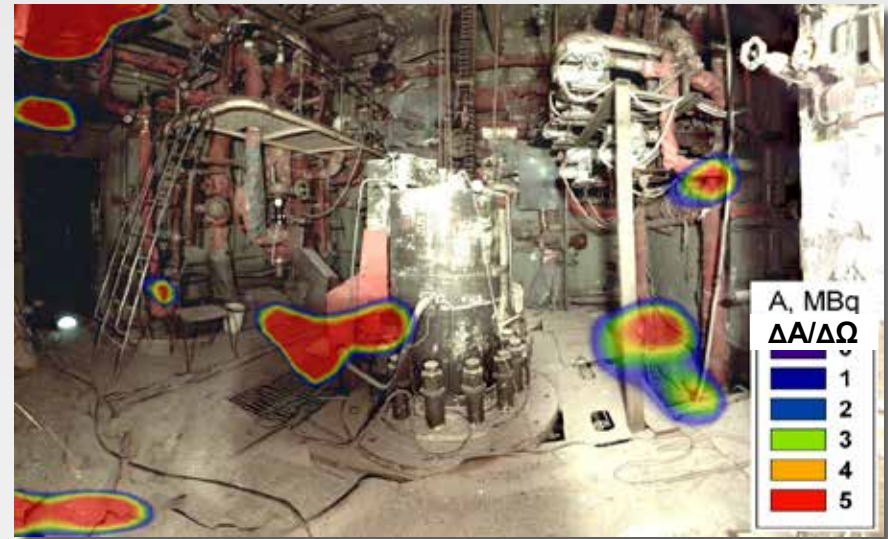
Суммарная активность ^{60}Co : $1.36 \cdot 10^9 \text{Бк}$



Суммарная активность ^{137}Cs : $3.82 \cdot 10^9 \text{Бк}$



Суммарная активность ^{60}Co : $5.73 \cdot 10^8 \text{Бк}$
(моделирование демонтажа)



Суммарная активность ^{137}Cs : $3.54 \cdot 10^8 \text{Бк}$
(моделирование демонтажа)

Получение гамма изображений

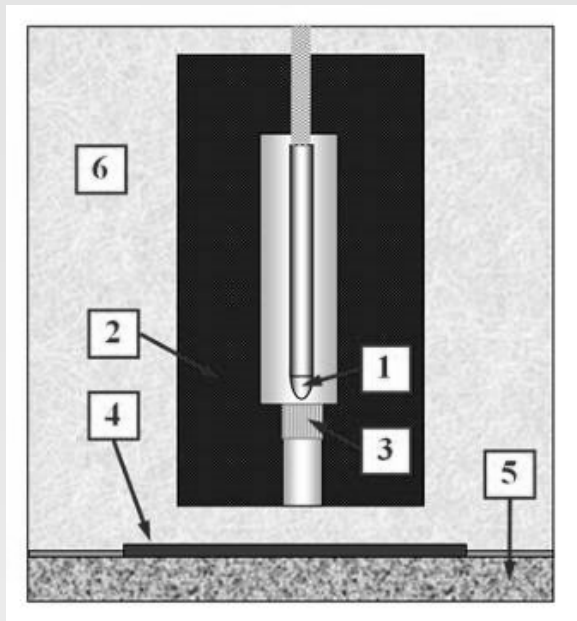


Гамма изображения позволяют идентифицировать наиболее загрязненные места в помещении

Система для подводных измерений



1 – измерительный блок;
2 – видео камера



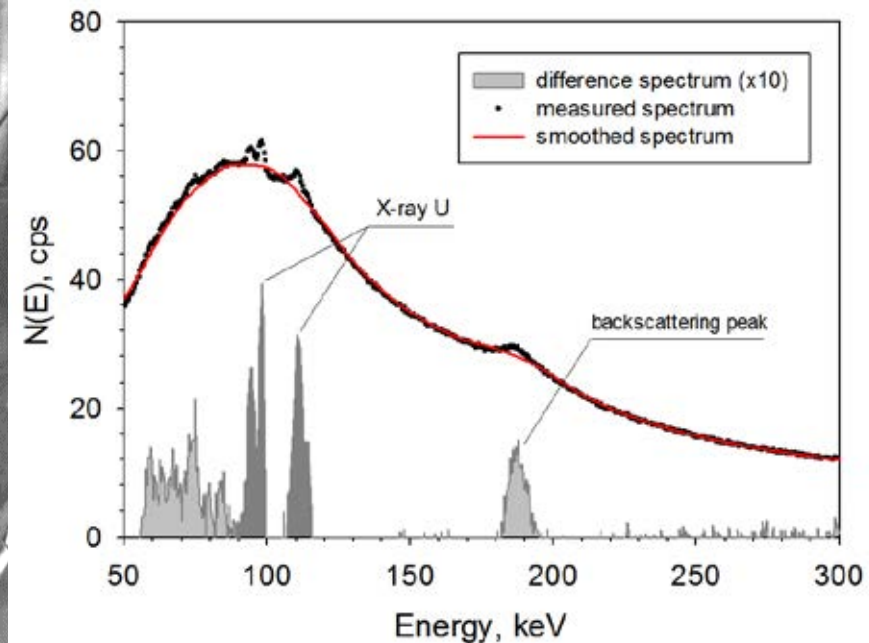
1 – CZT детектор,
2 – боковая защита,
3 – фильтр,
4 – изучаемый объект,
5 – дно бассейна,
6 – вода бассейна.

Назначение – поиск источников
интенсивного гамма-излучения

ИЗМЕРЕНИЯ В БАССЕЙНЕ-ХРАНИЛИЩЕ РЕАКТОРА МР



Красными цифрами отмечены
номера точек измерения



Спектр излучения, полученный в
точке измерения №7. На
обработанном разностном спектре
видны пики характеристического
излучения урана

Выводы

- Применение методов и систем дистанционной радиометрии и спектрометрии для обследования загрязненных помещений исследовательского реактора оказалось эффективным в условиях высоких радиационных полей.
- Измерительные системы протестированы при работе в условиях неоднородного распределения МЭД и были получены новые данные по распределению загрязнения в помещениях, заполненных оборудованием.
- Зная активность и вес оборудования, можно оценить объем и активность радиоактивных отходов, возникающих при демонтаже; можно определить типы и количество контейнеров, необходимых для упаковки радиоактивных отходов.
- Зная активность загрязненного оборудования и размеры помещений, можно рассчитать мощность дозы в любой точке в помещениях и моделировать изменение радиационной обстановки в ходе работ.
- По картами распределения мощности дозы разрабатывается план наиболее безопасного проведения демонтажа.
- Применение систем и устройств с дистанционным управлением значительно снижает дозы облучения персонала.

БЛАГОДАРНОСТЬ



Авторы благодарят
сотрудников
управления
«Реабилитация» НИЦ
«Курчатовский
институт за помощь
при проведении
измерений в высоких
радиационных полях

**СПАСИБО ЗА
ВАШЕ
ВНИМАНИЕ!**