



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

Секционные заседания

Секция № 3 «Методы и результаты экспериментальных исследований в области радиационной защиты и радиационной безопасности».

Председатель секции: д.ф.-м.н. **Мадеев Виктор Георгиевич**
Сопредседатель секции: к.т.н. **Уксусов Евгений Иванович**
Дата проведения заседания: **23 сентября 2015 года**
Место проведения заседания: **НОУ ДПО «ЦИПК Росатома»**
(г. Обнинск, ул. Курчатова, д.21)

Список презентаций

Докладчик	Название доклада	Организация, должность	№ стр.
Алексеев Александр Григорьевич, к.ф.- м.н.	Результаты проверки эффективности биологической защиты локализирующих систем безопасности и реакторной установки при пуске 3-го энергоблока Ростовской АЭС.	ООО «АПИ», нач. лаборатории	3
Ахромеев Сергей Викторович	Экологический мониторинг в районе расположения дальневосточного центра по обращению с радиоактивными отходами (ДВЦ «ДАЛЬРАО» — Филиал ФГУП «РосРАО»).	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, м.н.с.	16
Бритвич Геннадий Иванович, к.ф.-м.н.	Активационный детектор импульсного нейтронного излучения.	ФГУП ГНЦ РФ— ИФВЭ	28
Вострухов Владимир Евгеньевич, к.т.н.	Метод и результаты оперативного определения радионуклида, инкорпорированного в кожу рук персонала.	ФГУП «ПО «МАЯК», начальник отдела	37
Ганцовский Павел Павлович	Проблема обеспечения качества измерений при радиационном контроле нейтронного излучения.	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, инженер	62
Голод Дмитрий Олегович	Результаты испытаний комплекса радиационной разведки для мониторинга радиоактивного загрязнения на базе вертолёта.	ФГБУ «НПО «Тайфун», аспирант	73
Зинченко Борис Генрихович	Разработка технологии изготовления гранулированного гидрида титана для радиационной защиты ядерных энергетических установок.	АО «ВНИИНМ», ведущий инженер-технолог	86
Карев Андрей Евгеньевич	Применение соглашения о вдыхаемой, торакальной и респираторной фракциях аэрозолей (ГОСТ Р ИСО 7708:2006) для стационарного и индивидуального контроля объемной активности на предприятиях атомной отрасли.	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, инженер	99
Карев Андрей Евгеньевич	Инновационный подход к решению задач практической дозиметрии сложных радиоактивных газо-аэрозольных смесей (соргас) в контексте аварийного реагирования.	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, инженер	113
Лунёв Александр Сергеевич	Обоснование радиационной безопасности применения радиофармацевтического препарата ^{68}Ga -цитрат для ПЭТ-визуализации воспалений.	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, инженер	123
Маклаков Владимир Васильевич	Оценка состояния защитного покрытия и оболочки бассейнов выдержки центрального хранилища ОЯТ ИР НИИАР.	ООО «АПИ», начальник лаборатории	140
Рождественский Лев Михайлович, д.б.н.	Современное состояние разработок противолучевых средств в России и в мире.	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, зав. лаб.	198
Рыбин Анатолий Алексеевич, к.т.н.	Методы и результаты контроля содержания трития в воздухе рабочей зоны и в вентиляционных газоаэрозольных выбросах.	АО «ГНЦ НИИАР», в.н.с.	205
Суманев Олег Валентинович	Монитор нейтронного излучения для высокоэнергетических ускорителей.	ФГБУ ГНЦ РФ-ИФВЭ, н.с.	221
Филонова Анна Александровна	Радиоэкологический мониторинг на пунктах временного хранения ОЯТ и РАО на Северо-Западе России.	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, м.н.с.	234



**А.Г.Алексеев, В.А.Пикалов,
А.Ю.Соколов, П.А.Алексеев**

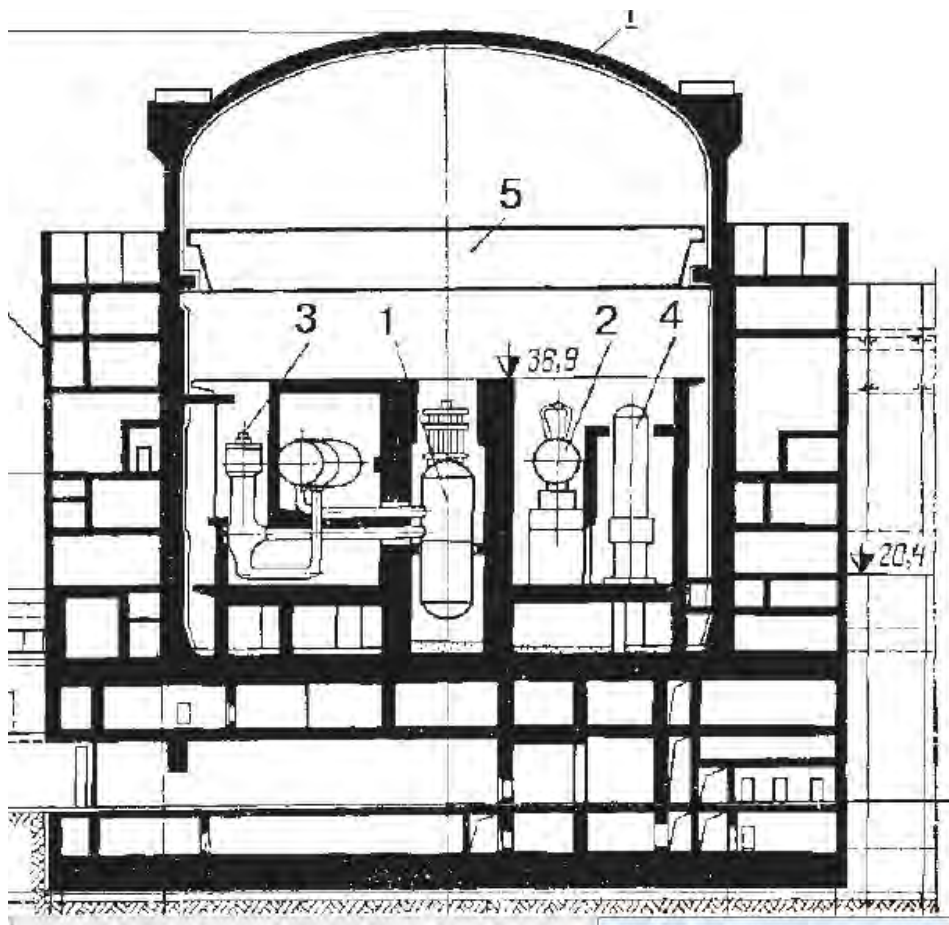
ООО «АтомПромИнжиниринг», г.Протвино, М.О

Н.А.Красинский *АО «АТОМТЕХЭНЕРГО» Ростовский филиал, г.Волгодонск*

РЕЗУЛЬТАТЫ ПРОВЕРКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЛОКАЛИЗУЮЩИХ СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ И РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ПРИ ПУСКЕ 3-ГО ЭНЕРГОБЛОКА РОСТОВСКОЙ АЭС

Ростехнадзор разрешил промэксплуатацию энергоблока №3 Ростовской АЭС

Заключение Донского межрегионального территориального управления Ростехнадзора о соответствии энергоблока №3 Ростовской АЭС требованиям технических регламентов и проектной документации было подписано в понедельник 14 сентября 2015 г.



Реакторное отделение АЭС с ВВЭР-1000

I-гермооболочка

II- обстройка

ЛОКАЛИЗУЮЩИЕ СИСТЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ

Согласно ПНАЭ Г-01-011-97, локализирующие системы безопасности - системы, предназначенные для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся при авариях радиоактивных веществ и ионизирующего излучения за установленные проектом границы и выхода их в окружающую среду

Система герметичного ограждения

В состав герметичного ограждения входят следующие элементы:
железобетонные ограждающие конструкции, включая систему преднапряжения оболочки;

герметизирующая металлическая облицовка с системой анкеровки;

шлюзы (для обслуживающего персонала и транспортные) с закладными деталями;

герметичные проходки (трубопроводные, кабельные) с закладными деталями;

изолирующие устройства;

участки трубопроводных и кабельных коммуникаций, пересекающих герметичное ограждение (в пределах изолирующих устройств).

Требования (критерии) к кратности ослабления биологической защиты элементов ЛСБ в проекте - ПООБ (предварительный отчет обоснования безопасности)

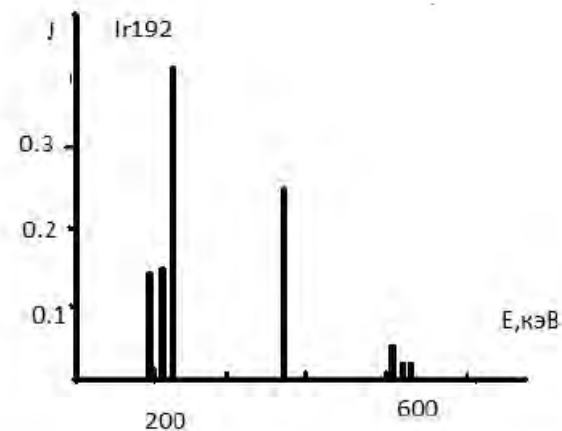
1. Как у гермооболочки (120 см бетона).
2. Как получилось.....

Методические проблемы

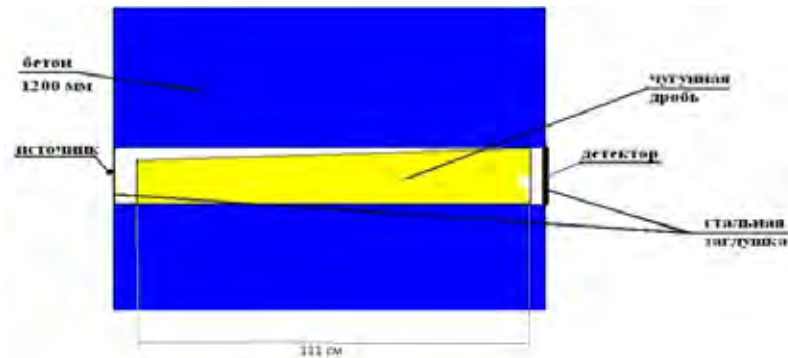
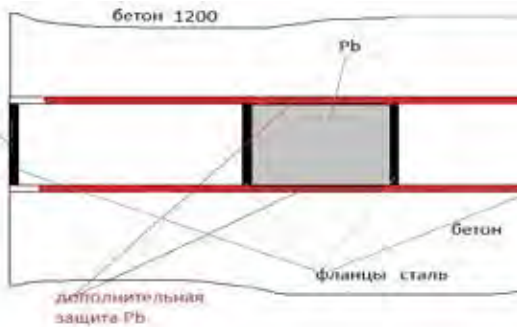
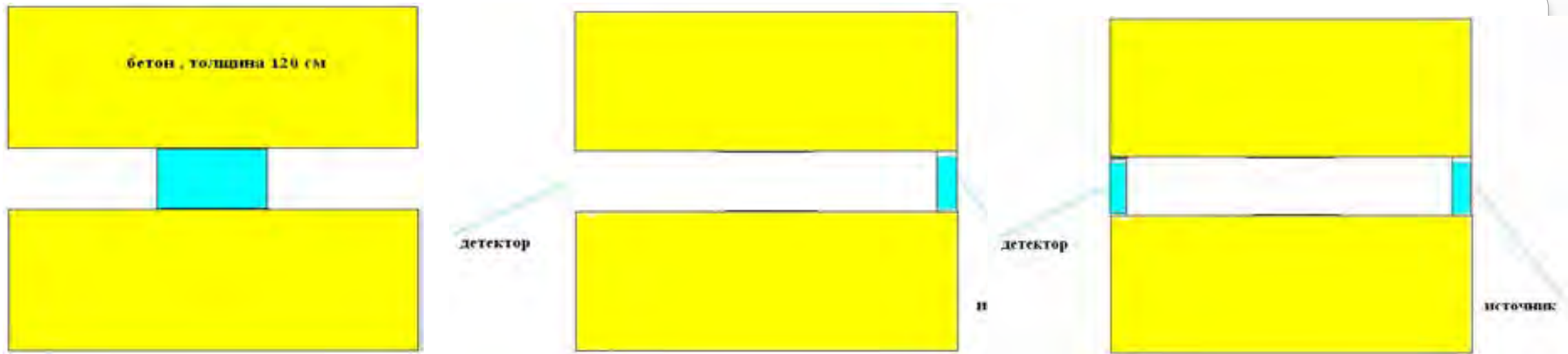
Кратность ослабления

Проект – для энергии гамма квантов 1,25 МэВ

Испытания – для гамма квантов 192-Ir

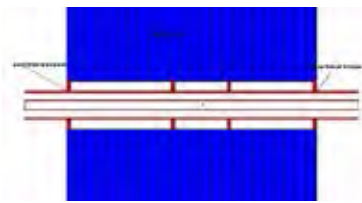


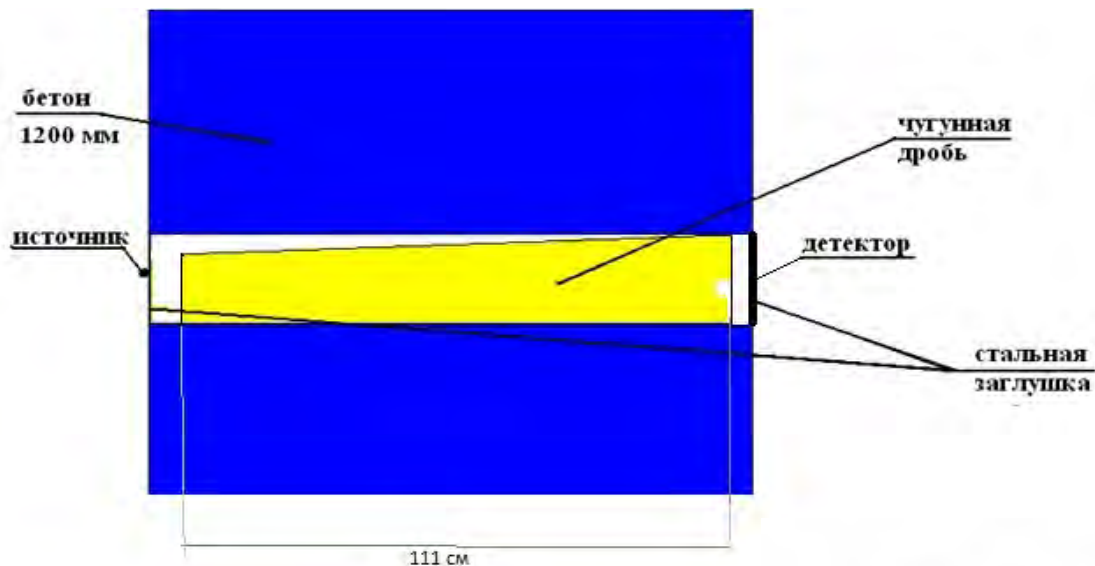
Спектр иридиевого источника жесткого излучения



Типичные конструкции биологической защиты ЛСБ

Расчет по MCNP для пересчета кратности ослабления ^{192}Ir \longrightarrow 1,25 МэВ





Министерство промышленности Российской Федерации
Федеральное государственное бюджетное учреждение
(ФГБУ) России
ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ
«РОССИЙСКИЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
ПО АТОМНОЙ ТЕХНИКЕ» (ФГУП «НИИЧАЭС») -
ФЕДЕРАЛЬНЫЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
по АЭС, БУРНАВИЧ
10075 ПИЛОТНЫЙ пер. А.П. Буякина ФМБА России
Минераловодская область ФГУП НИИЧАЭС пер. А.П. Буякина ФМБА России

Адрес организации
Республика Индия
№ 41/0007 от 27.08.2015 г.

12112, Москва,
ул. Зои Космодемьянской 45,
поч. я 1495 (59-45-47)

СВИДЕТЕЛЬСТВО

№ 4-329.01.00957 - 2015
об аттестации

«Методом измерения энергии ослабленной мощности дозы гамма-излучения вольфрамовой защитной экранированной локализационной системы, на 28 стр. разработкой «Областной» с отрывочной ответственностью «АтомПроблёмкамеринг», аттестован в соответствии с требованиями ГОСТ Р 8.560-2009, ГОСТ Р ИСО 9725-2005, в результате метрологической экспертизы и метрологической разработки методики и экспериментальных исследований.

На основании результатов метрологической экспертизы установлено, что методика измерений соответствует предъявленным к ней метрологическим требованиям и область применения основных метрологических характеристик, приведенных в Приложении.

Продолжение на 1 листе

Первый заместитель
генерального директора



А.Ю. Буякин

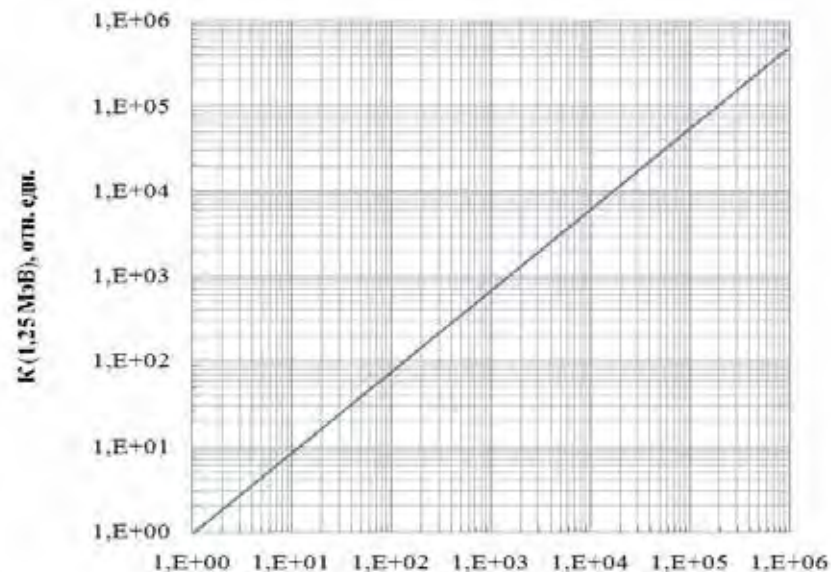
Главный метролог

Ю.С. Степанов

Зав. лабораторией № 29

Н.А. Божикова

Дата выдачи: 7 мая 2015 г.

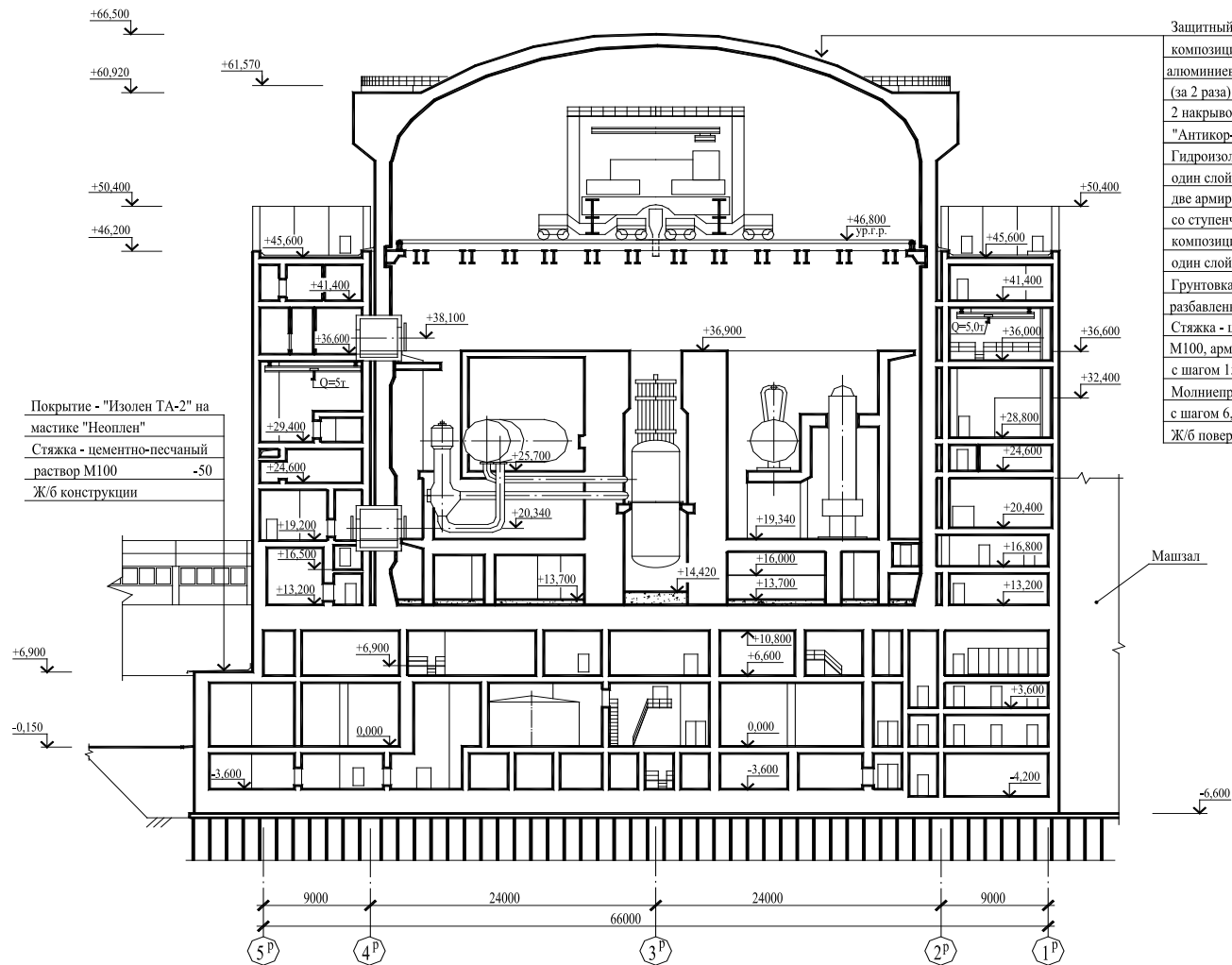


$K(^{192}\text{Ir}), \text{отн. ед.}$





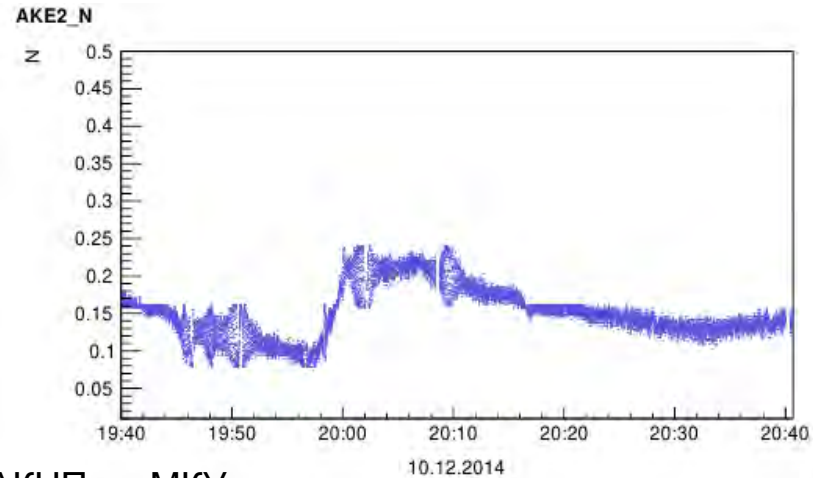
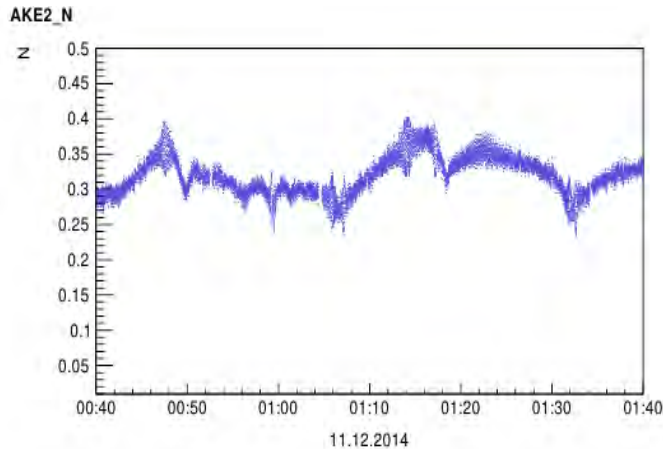
Проверка биозащиты реакторной установки



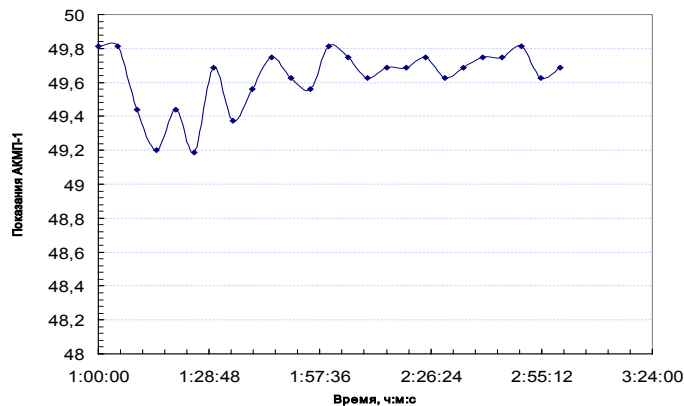
- Защитный светоотражающий слой -
- композиция из лака ХСПЭ-20 и 25 %
- алюминиевой пудры ПАК-3 или ПАК-4
- (за 2 раза)
- 2 накрывочных слоя композиции
- "Антикор-2А"
- Гидроизоляционный ковер (тип 1): -
- один слой композиции "Антикор-2А"
- две армирующие прокладки из стеклоткани
- со ступенчатой укладкой и промазкой
- композицией "Антикор-2А"
- один слой композиции "Антикор-2А"
- Грунтовка - композиция "Антикор-2А",
- разбавленная растворителем толуол
- Стяжка - цементно-песчаный раствор
- М100, армированная сеткой из Ø 3 мм
- с шагом 150x150 мм -50
- Молниеприемная сетка из Ø 6 мм
- с шагом 6,0x6,0 м
- Ж/б поверхность купола оболочки

Основные методические проблемы

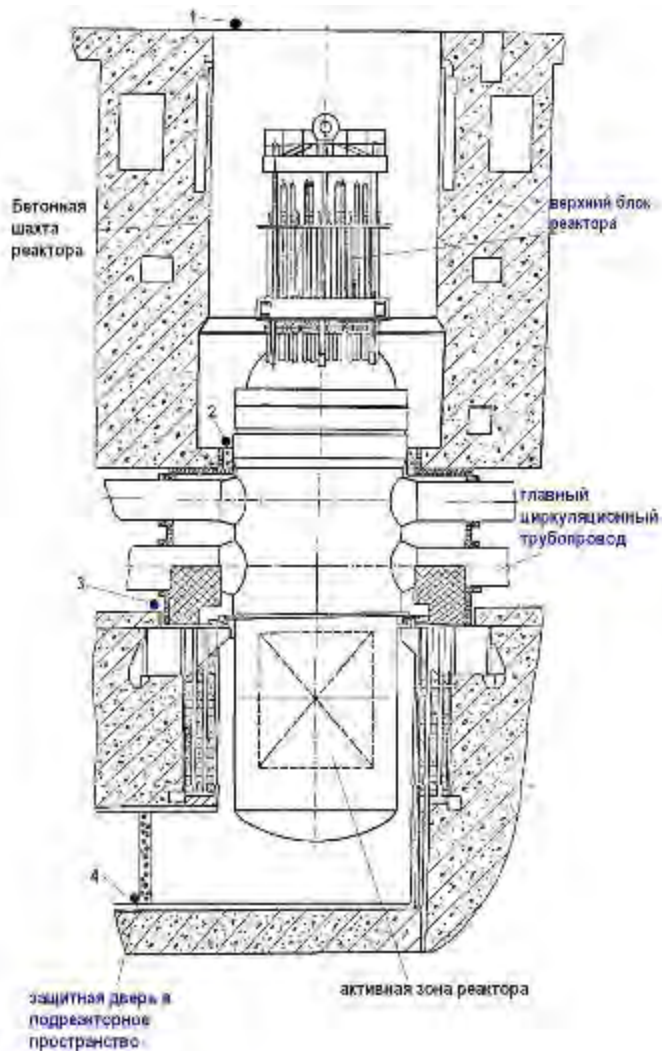
Неопределенность в значении мощности реактора при работе на МКУ (от 0,01 до 0,1 % от номинальной мощности)



Показания АКНП на МКУ

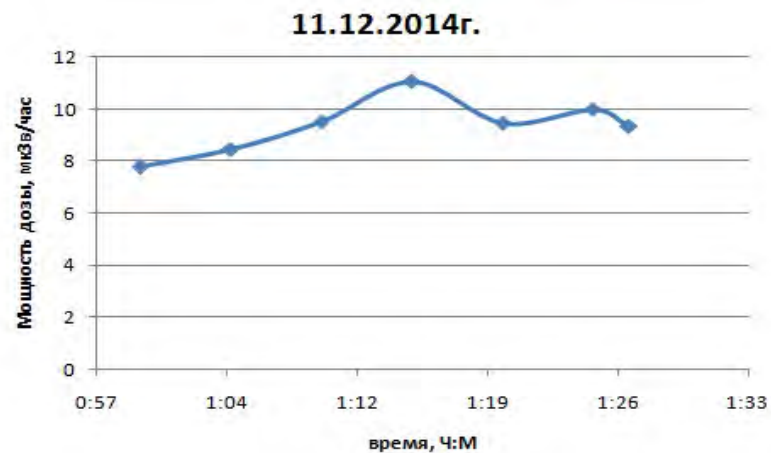


Показания АКНП на 50% от Nном



Линейное мониторингирование –
измерение мощности амбиентной
дозы нейтронов в точке 4.

Оценка мощности реактора



Выводы и заключение

1. На 3-м энергоблоке Ростовской АЭС впервые выполнена проверка биозащиты элементов ЛСБ. Не всегда заявленные (заводские) характеристики по кратности ослабления гамма излучения соответствуют результатам фактических испытаний.
2. Выявлены различия в проектных (расчетных) и фактических (экспериментальных) данных по величинам мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронного излучения в районе ВБ реактора.

Данные по проверке биозащиты ЛСБ и реакторной установки использованы проектировщиком при разработке ОООб (окончательного отчета обоснования безопасности) 3-го энергоблока.



ФМБА России

**ЭКОЛОГИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ В РАЙОНЕ
РАСПОЛОЖЕНИЯ
ДАЛЬНЕВОСТОЧНОГО ЦЕНТРА ПО ОБРАЩЕНИЮ С
РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ
(ДВЦ «ДальРАО» - филиала ФГУП «РосРАО»)**

С.В. Ахромеев, С.М. Киселев, Т.И. Гимадова,
В.А. Серегин, А.В. Титов, Н.Г. Бирюкова





ФМБА РОССИИ

Структурная организация предприятия
включает два филиала - Филиал в ЗАТО п. Фокино (отд. Фокино)
Приморский край и филиал в ЗАТО г. Вилючинск
(отд. Вилючинск) Камчатский край



ПВХ б. Сысоева



ПДХ РО б. Разбойник



Отд. Вилючинск

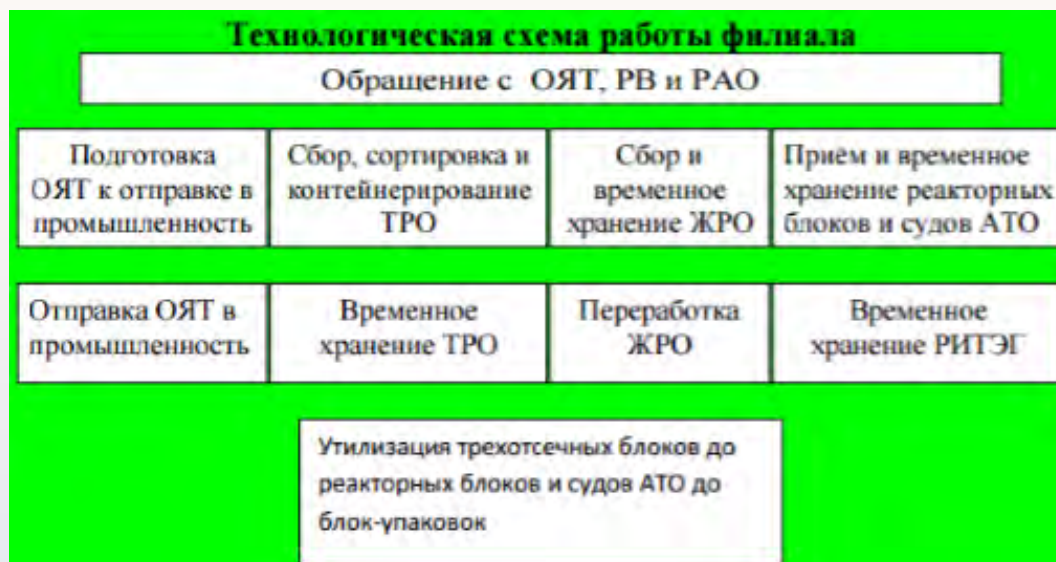




ФМБА РОССИИ

Основные задачи ДВЦ «ДальРАО» - филиал ФГУП «РосРАО»

- безопасное хранение реакторных блоков утилизируемых атомных подводных лодок и судов атомного технологического обеспечения, выведенных из состава ВМФ;
- хранение отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов в береговых хранилищах предприятия;
- участие в транспортировании отработавшего ядерного топлива, временное хранение и отправка на переработку в ПО Маяк;
- выполнение работ по реабилитации загрязненных объектов и участков территорий филиала.

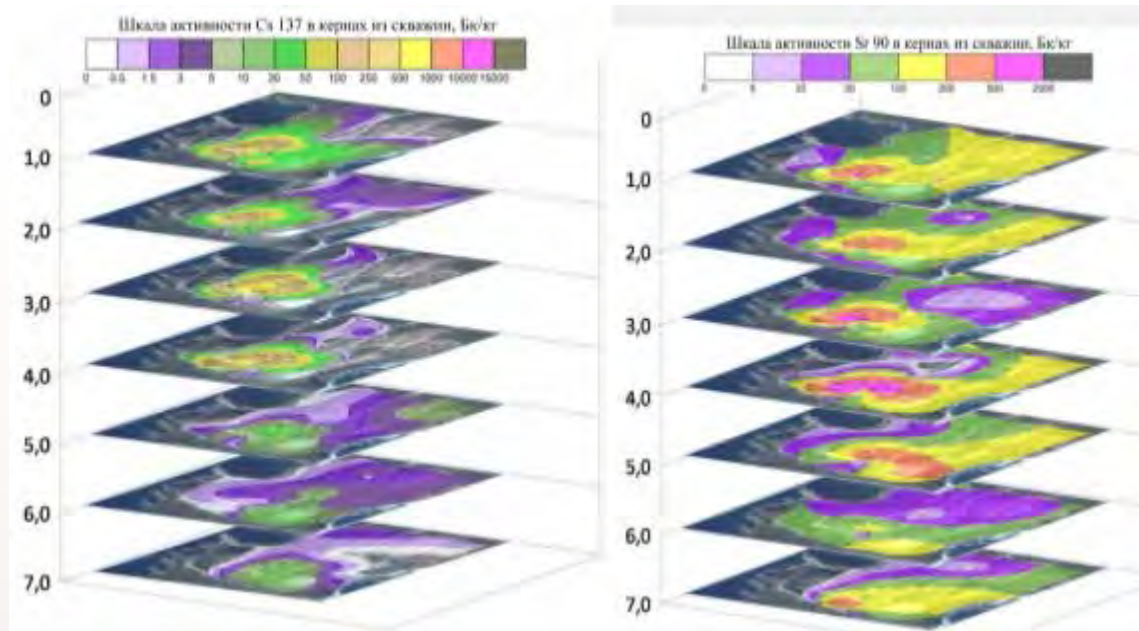


Радиационная обстановка на площадке ПВХ

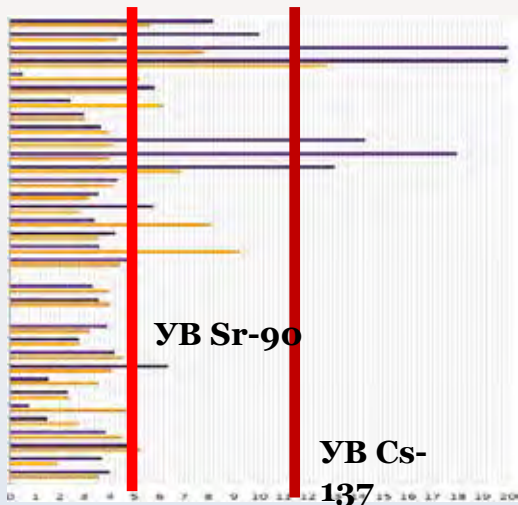
Мощность дозы



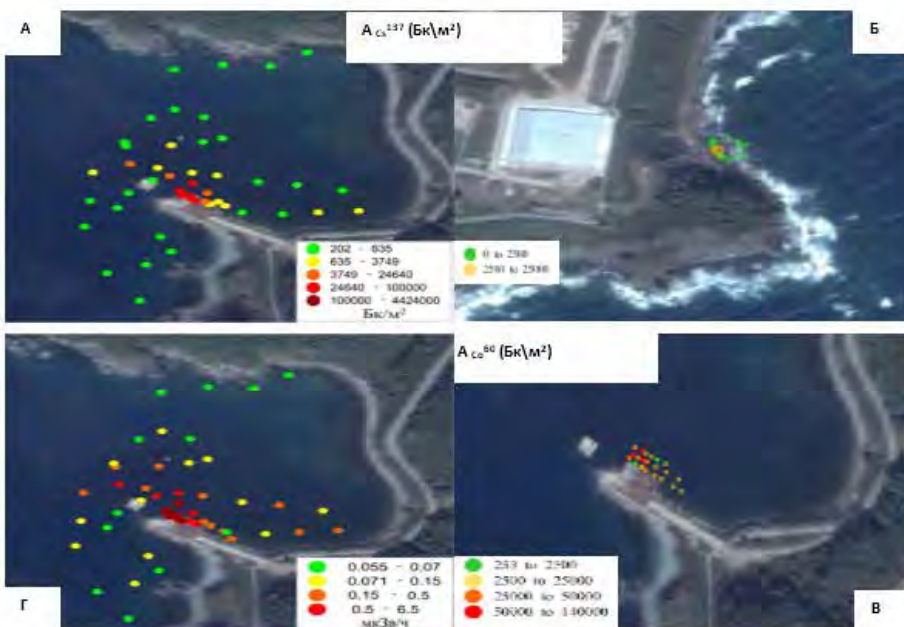
Распределение активности ^{137}Cs и ^{90}Sr по глубине грунта



Содержание в подземных водах



Радиационно-гигиеническая обстановка на территории санитарно-защитной зоны ПВХ б. Сыроева



Участок №1
за сооружением укрытие
(Хранилище ТРО)

Почва Бк/кг	
Cs-137	40-32000
Sr-90	80-60000
Co-60	3-19

Участок № 2
за сооружением №6
(Хранилище ОТВС)

Почва Бк/кг	
Cs-137	200-12000
Sr-90	150-8000

Участок № 3
Технологический пирс

Почва Бк/кг	
Cs-137	40-4000
Sr-90	80-2000
Co-60	1-11

Радиационно-гигиеническое обследование морской акватории ПВХ б. Сыроева,

а) и б) – плотность загрязнения донных отложений ^{137}Cs (Бк/м²);

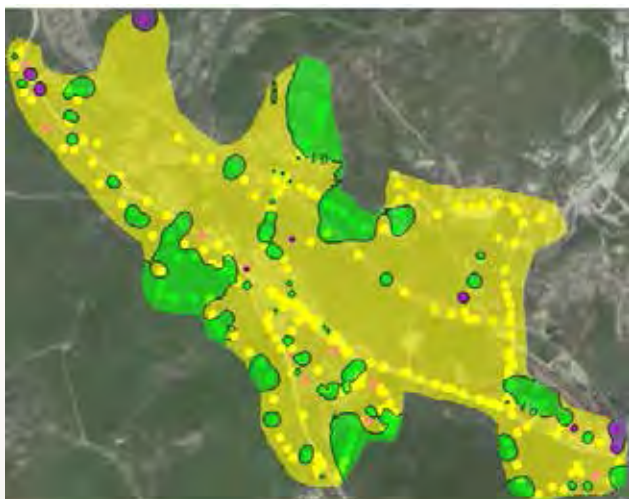
в) - плотность загрязнения донных отложений ^{60}Co (Бк/м²);

г) мощность дозы донных отложений (мкЗв/час).

Место отбора	Объект исследования	Удельная активность Бк/кг		
		⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	⁶⁰ Co
ПИРС	Гидробионты	1.4	65	6
ПИРС	Водоросли	3.4	10	9.6

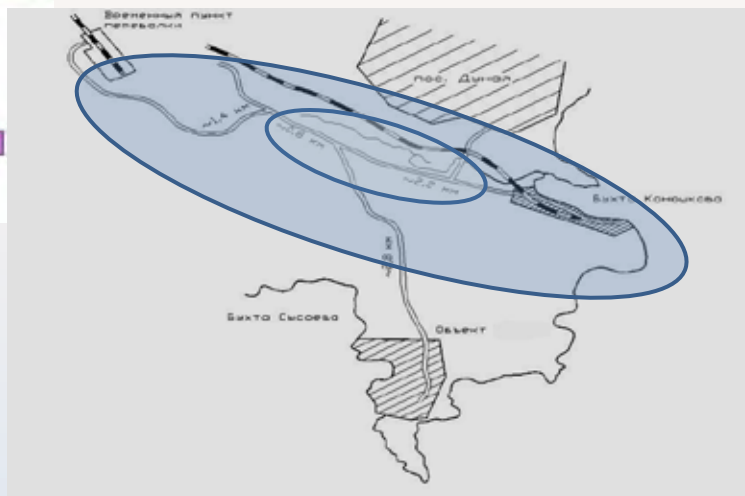
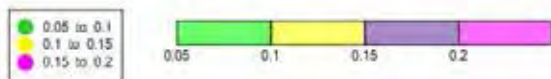
Радиационно-гигиеническая обстановка в зоне наблюдения ПВХ б. Сыроева

Дозы гамма-излучения 0.1-0.2 мкЗв/ч



Масштаб 1 : 12 500

Шкала интенсивности дозы, мкЗв/час



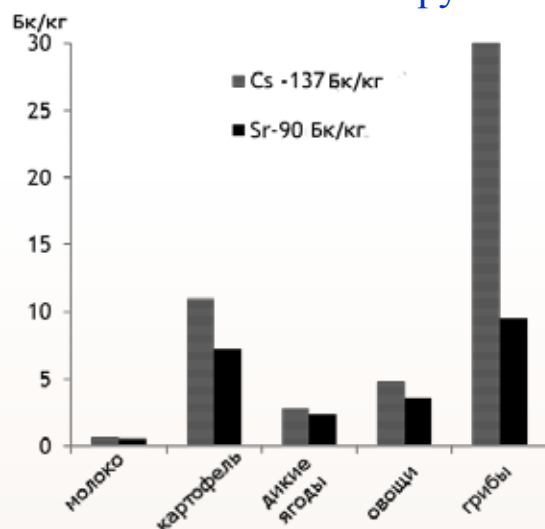
Шкала интенсивности дозы облучения, мкЗв/час





ФМБА РОССИИ

Содержание техногенных радионуклидов в объектах окружающей среды п. Старый Дунай



Пищевые цепочки	Cs -137 (Бк/кг)	Sr-90 (Бк/кг)
Почва (0-10см) (пастбище)	6.7-21.7	6.4-34
Трава (пастбище)	1.1-8.8	1.1-9.2
Молоко	0.3	0.4

Структура доз облучения населения п. Старый Дунай

Параметр	Значение, мЗв/год
Внешнее облучение	1,35
Внутреннее воздействие	3,48
1. Пищевые продукты	0,25
Техногенные РН	0,027
Природные РН	0,220
1. Вода	0,002
1. Воздух	5,8 * 10 ⁻⁷
1. Радон	3,23
Общая эффективная доза:	4,83

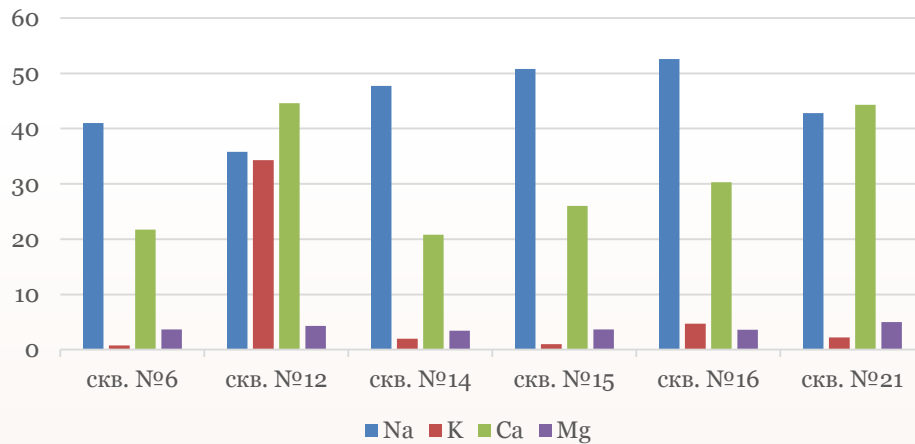
Природная среда	Cs-137	Sr-90
Вода (открытые водоемы) (Бк/л)	1-4E-3	3-8E-3
Вода (скважина) (Бк/л)	3-5E-3	6-10E-3
Воздух (Бк/м3)	1.56E-6	3.15E-6



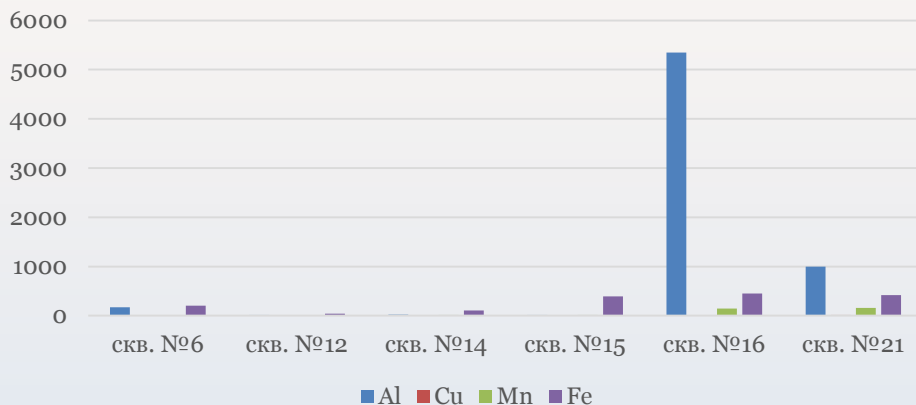
ФМБА РОССИИ

Химический и биологический мониторинг

Концентрация макроэлементов в пробах воды из контрольных скважин, мг/л



Концентрация химических веществ 3-его класса опасности в пробах воды из контрольных скважин



Молекулярный/генетический уровень

Аллиум тест



Хромосомные aberrации



ФМБА РОССИИ

Информационные ресурсы радиационно-гигиенического мониторинга База радиологических данных

База данных измерений по ДВЦ "ДальРАО"

Контакты

Руководство «ДВЦ (ДальРАО) филиал ФГУП РосРАО»
 Адрес: 690013 г. Владивосток, ул. 1-ая Флотская, д.39-А
 Директор – Лысково Н.И.
 Телефон: +7 (4232) 62-97-75, (42339) 2-70-54
 Факс: (4232) 20-21-38; (42339) 2-70-54

E-mail: Dalrao@rao.com
 Тел. (4232) 31-7-01
 Факс (4232) 31-2-03



© Федеральное государственное учреждение "Федеральный научный радиационный центр имени А.М.Лысенко"

Активность в точке

Полученная...	Параметры...	Дата	Др.121, кБк/л	Др.90, кБк/л	Средн. кБк/л	Место отбора	Источники информации
117.341702341538	42.81451027143	21.04.2001	838.25	0	838.25	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341651901817	42.805407096100	21.04.2001	398.65	0.01	398.66	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341610964288	42.806402174813	21.04.2001	395.65	0.01	395.66	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341607142317	42.809181801488	21.04.2001	4.00	0.01	4.01	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341628981945	42.809181801488	21.04.2001	117.29	0.01	117.30	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	274.27	0.01	274.28	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	174.05	0.01	174.06	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	165.25	0.01	165.26	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	7.03	0.01	7.04	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	256.90	0.01	256.91	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	4177.60	0.01	4177.61	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	262.15	0.01	262.16	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	162.25	0.01	162.26	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	102.45	0.01	102.46	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	429.65	0.01	429.66	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	154.38	0.01	154.39	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	201.15	0.01	201.16	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	1155.52	0.01	1155.53	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	7.47	0.01	7.48	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	38.96	0.01	38.97	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	22.90	0.01	22.91	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	6.42	0.01	6.43	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	21.91	0.01	21.92	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	20.73	0.01	20.74	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	17.55	0.01	17.56	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	7.25	0.01	7.26	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	36.95	0.01	36.96	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	9.51	0.01	9.52	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	10.81	0.01	10.82	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	27.90	0.01	27.91	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	31.72	0.01	31.73	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО
117.341638202434	42.807394361772	21.04.2001	31.54	0.01	31.55	И.М. ДальРАО	И.М. ДальРАО

База данных

Информация | Данные измерений | Активность в точке | Радиация | Страница информации

Игнорировать мощность дозы

Интегральная мощность дозы

Активность в воздухе

Активность в растительности

Активность в донных отложениях

Активность в воде открытых водоемов

Скважины. Активность в подземных водах

Активность в атмосфере: выпадения

База данных

Информация | Данные измерений | Активность в точке | Радиация | Страница информации

Справочная информация

Метеорологические документы	Документация по радиационной обстановке	Документация по радиационной обстановке	Отчеты инспектора	Информация по местным условиям
МТ 2.6.1.00-2003	Радиационная обстановка	Информация по радиационной обстановке	Радиационный учет 2011	Публикации о состоянии местной обстановки
МТ 2.6.1.00-701	Базы	Информация по радиационной обстановке	Радиационный учет 2007	Графикы радиационной обстановки
МТ 2.6.1.21-2003	Информация по радиационной обстановке	Информация по радиационной обстановке	Радиационный учет 2008	
МТ 2.6.1.006-20	МТ "ДальРАО" 2013	Информация по радиационной обстановке	Радиационный учет 2009	
МТ 2.6.1.205-05	МТ "ДальРАО" 2011	Информация по радиационной обстановке		
МТ 2.6.1.009-2011	ДАО "СВН"	Информация по радиационной обстановке		



ФМБА РОССИИ

Электронная карта радиологических данных ДВЦ «ДальРАО - филиал ФГУП РосРАО»

Электронная карта радиоэкологических данных

Датумический центр по обращению с радиоактивными отходами

ДВЦ «ДальРАО» филиал ФГУП РосРАО

Отделение Фосфо-ПВХ в Сысоева

Объект и характер его деятельности	Характеристики территории расположения объекта		
	• Климатическая	• Геологическая	• Гидрометеорологическая
<ul style="list-style-type: none"> • Географическое расположение • Землепользование • карта расположения объектов • Схема расположения сооружений • Технологическая схема 	<ul style="list-style-type: none"> • Климатические характеристики района в Сысоева • Роль ветров 	<ul style="list-style-type: none"> • Геологическая карта • Карта почв 	<ul style="list-style-type: none"> • Состав водных ресурсов
Радиоэкологическая обстановка в районе расположения ПВХ в Сысоева			
Промышленная	Санитарно-защитная зона (СЗЗ)	Зона наблюдения (ЗН)	Фоновый район (ФР)
	Мощность дозы гамма-излучения		
<ul style="list-style-type: none"> • 1991 • 2001-2007 • 2010-2012 • 2013-2018 	<ul style="list-style-type: none"> • Морская акватория • Дождьное осадочение (2012г.) • ветер 1 • ветер 7 • Плеск 2018 	<ul style="list-style-type: none"> • п. Стергий Дунай • 2012 • 2013 • 2013-2018гг. 	<ul style="list-style-type: none"> • п. Волчанец (2013)

РЭК состоит из трех основных разделов:

- Объект и характер его деятельности;
- Характеристики территории расположения объекта;
- Радиоэкологическая обстановка в районе расположения ПВХ



ФМБА РОССИИ

Разработанные и утвержденные регулирующие документы

- **Методические указания:** «Организация радиационного контроля объектов окружающей среды в районе деятельности Дальневосточного центра по обращению с радиоактивными отходами - филиала федерального государственного унитарного предприятия «предприятие по обращению с радиоактивными отходами «РОСПАО» (ДВЦ «ДальРАО» - филиал ФГУП РосРАО)» (МУ 2.6.1.030-13)
- **Руководство** «Критерии и нормативы реабилитации территорий и объектов федерального государственного унитарного предприятия «Дальневосточного центра по обращению с радиоактивными отходами» - филиала федерального государственного унитарного предприятия по обращению с радиоактивными отходами «РосРАО» (Р 2.6.1.012-14)
- **Методические рекомендации:** «Приборное обеспечение работ по радиационно-гигиеническому мониторингу в районе расположения предприятия по обращения с радиоактивными отходами» (МР 03.25-15)



Заключение

- На территории ПВХ существуют участки техногенного загрязнения территории радионуклидами ^{137}Cs и ^{90}Sr , сформировавшиеся в процессе нарушения инфраструктуры и условий хранения радиоактивных отходов. Загрязнение распространяется за пределы промплощадки на территорию санитарно-защитной зоны и приводит к загрязнению подземных вод.
- Дозы облучения населения, проживающего в п. Старый Дунай составляют 4,85 мЗв/год и обусловлены в основном природными источниками облучения.
- Необходимо усовершенствование существующей системы радиационно-гигиенического мониторинга, проводимого уполномоченными территориальными подразделениями ФМБА России.
- Комплекс проведенных научно-практических мероприятий послужил основой для разработки регулирующих документов по контролю радиационной обстановки в процессе штатного функционирования предприятия и проведения реабилитационных работ.

Активационный детектор импульсного нейтронного излучения

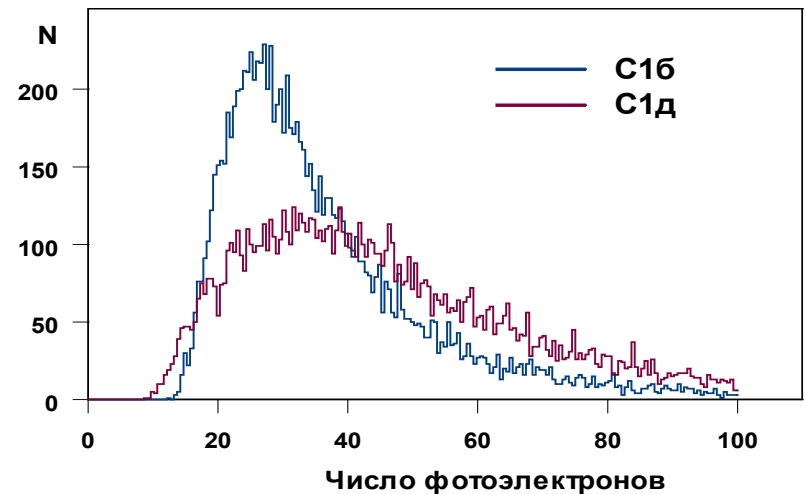
**Г. И. Бритвич, М. Ю. Костин, А. В. Сухих, С. К. Черниченко,
А. А. Янович**

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



Активационный детектор импульсного нейтронного излучения

Активационный детектор импульсного нейтронного излучения основан на замедлении быстрых нейтронов в замедлителе из полиэтилена и активации ими фольги из индия по реакции $^{115}\text{In}(n,\gamma)^{116}\text{In}$ с периодом полураспада 14.10 с.



Спектры энерговывделений (в числе фотоэлектронов) в сцинтилляционных пластинах телескопа C1

ИСКУССТВЕННАЯ РАДИОАКТИВНОСТЬ, СОЗДАВАЕМАЯ НЕЙТРОННОЙ БОМБАРДИРОВКОЙ

Э. Амальди, О. д'Агостино, Э. Ферми, Б. Понтекорво, Ф. Разетти и Э. Сегрэ Proc. Roy. Soc. A, 149, 522, 1935.

Схематическое изображение сборки (С1+фольга+С2) - регистрирующей части нейтронного детектора

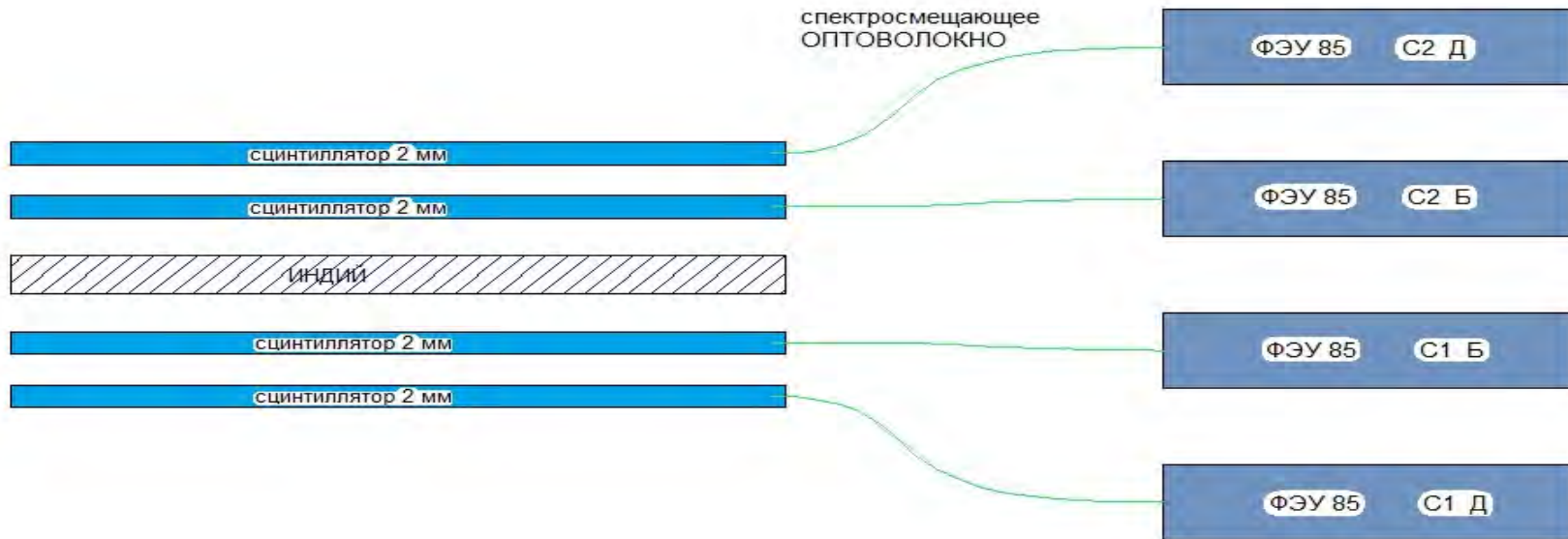
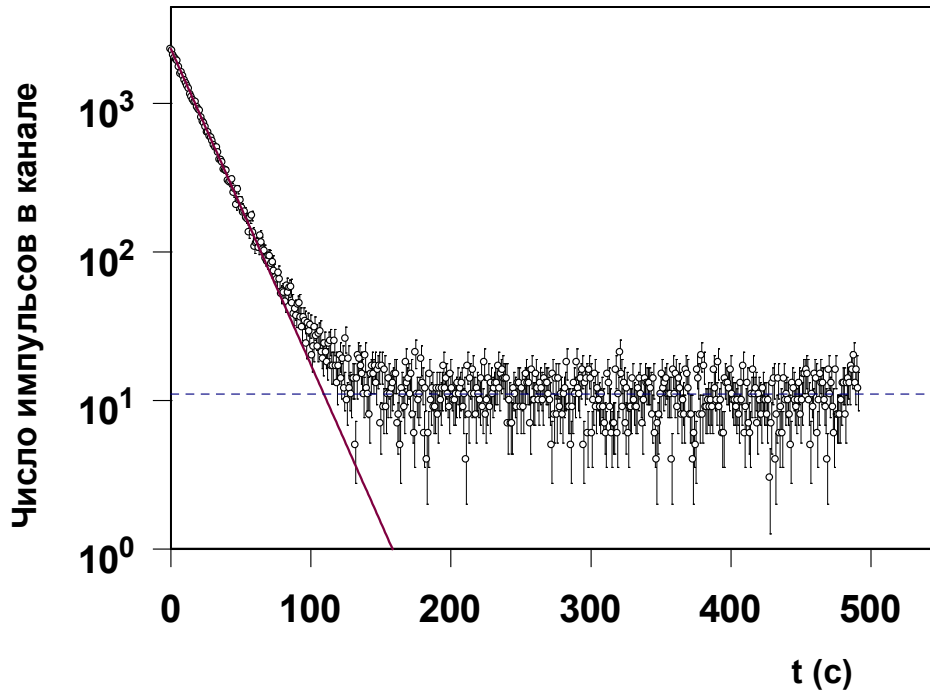


Схема регистрации электронов, вылетающих из фольги индия:

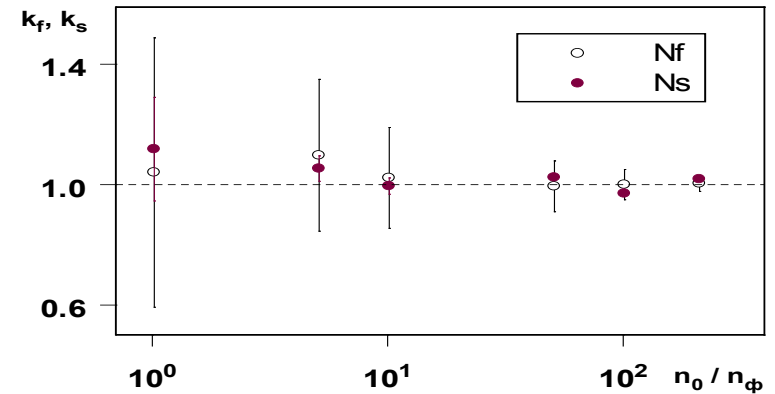
- совпадение сигналов (в пределах 50 нс) $C1_B$ и $C1_D$ – С1 сигнал
- совпадение сигналов (в пределах 50 нс) $C2_B$ и $C2_D$ – С2 сигнал;
- $\Sigma(C1+C2)$ сигналы с учетом антисовпадений $C1C2$ (для вычитания фона от космических мюонов) поступают на вход многоканального счетчика импульсов МКС

Способы обработки результатов



Пример временного распределения, полученного с помощью многоканального счетчика (МКС) модуля. Источник импульсных нейтронов со средней энергией ~ 4 МэВ и выходом $3.1 \cdot 10^7$ установлен непосредственно на поверхности детектора. Применен способ обработки N_f , который основан на фитировании начальной части временного распределения: $n = n_0 \cdot \exp(-\lambda \cdot t)$. Число A - образованных в момент облучения ядер изотопа ^{116}In $A = N_f / \varepsilon$, где ε – эффективность регистрации бета частиц телескопами счетчиков С1 и С2 ($\varepsilon \sim 0.85$), $N_f = n_0 / \lambda$

Способ обработки N_s использует измерение числа событий $N(t_{\text{изм}})$ в течение жестко выставленного интервала $t_{\text{изм}}$ с последующим пересчетом к полному числу событий: $N_s = N(t_{\text{изм}}) / (1 - \exp(-\lambda \cdot t_{\text{изм}}))$, при этом $N_s = A$



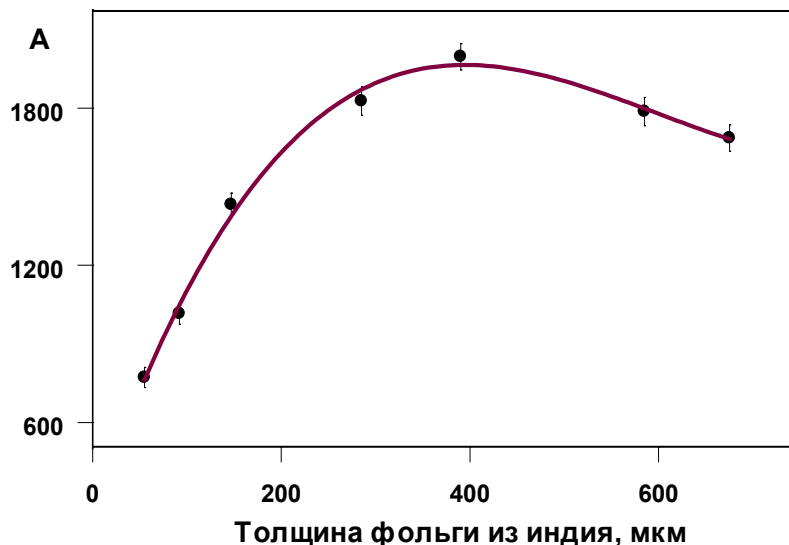
Отклонения результатов N_f и N_s от «истинного» значения A для различных n_0/n_ϕ . Пунктирная прямая: $k_f = k_s = 1$

Сравнение результатов обработки с табличными значениями

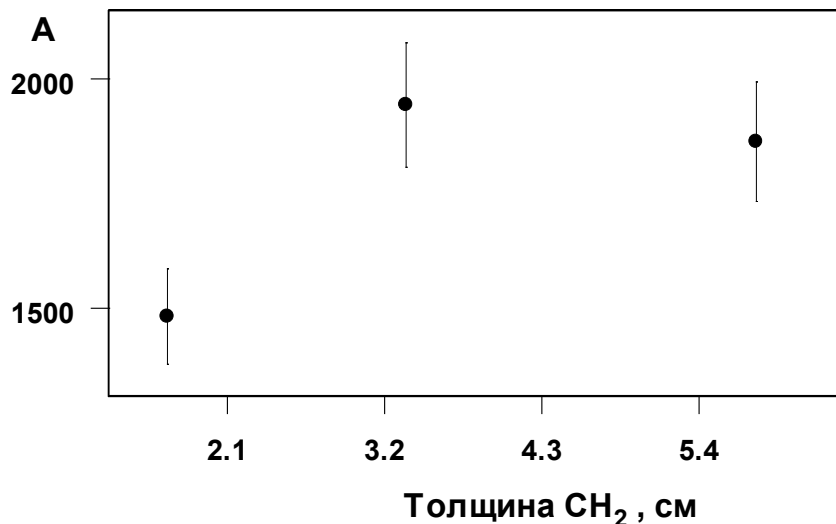
Параметры радиоактивного распада ^{116}In

Способ обработки	Период полураспада, $T_{1/2}$ [с]	Константа распада, λ [с]	Начальное число отсчетов, n_0	A, число образованных ядер ^{116}In
Формулы	14.16 ± 0.03	0.04896 ± 0.00009	2323 ± 2	47447 ± 41
ROOT	14.15 ± 0.07	0.04899 ± 0.00026	2328 ± 8	47510 ± 163
Таблица изотопов	14.10 ± 0.03	-	-	-

Подбор толщины индиевой фольги и толщины полиэтиленового замедлителя CH₂



Число образованных ядер ^{116}In в зависимости от толщины T_{In} , при постоянной $T_{\text{CH}_2} = 5.8\text{ см}$.
Максимум для $T_{\text{In}} \sim 400\text{ мкм}$ обусловлен эффектом самоэкранировки вызванный захватом в основном резонансе с энергией нейтронов 1.457 эВ



Число образованных ядер ^{116}In в зависимости от толщины полиэтиленового замедлителя со стороны источника нейтронов, $T_{\text{In}} = 390\text{ мкм}$.
Толщину T_{CH_2} можно варьировать, в зависимости от средней энергии нейтронов, и, тем самым, минимизировать вес детектора

Заключения

Данный детектор импульсного нейтронного излучения позволяет:

- регистрировать электроны вылетающие из фольги индия в 4π геометрии телескопами из тонких сцинтилляционных счетчиков с $\epsilon \sim 85\%$.
- исключить утечку тепловых нейтронов из-за компактной упаковки телескопов в центре замедлителя;
- увеличивать чувствительность регистрации за счет наращивания числа сцинтилляционных пластин, фольги индия и пластин полиэтилена до площади $\sim 2 \text{ м}^2$ при постоянной эффективности регистрации быстрых нейтронов 1.45 ± 0.17 (число образованных ядер ^{116}In / нейтрон·см⁻²)

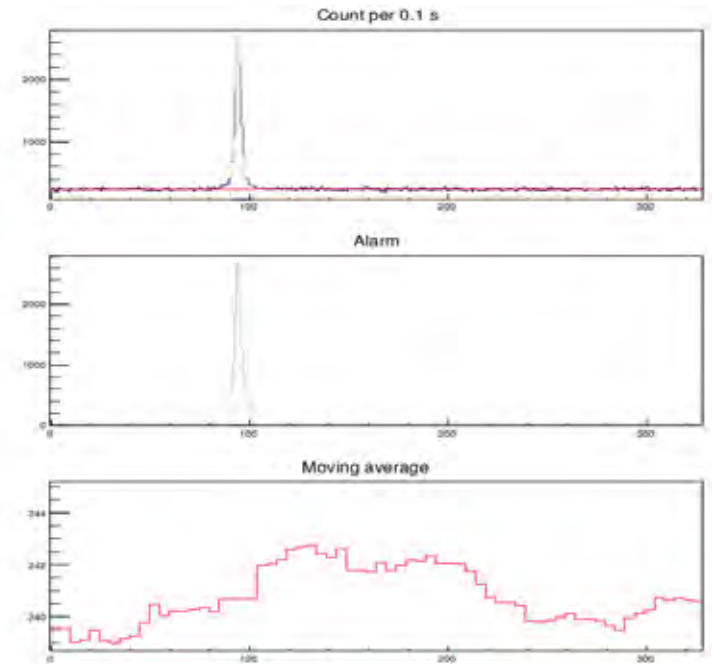
Авторы выражают благодарность В.Б. Аникееву за ценные замечания и поддержку данной работы.

Работа была поддержана Госкорпорацией “Росатом” (государственный контракт № Н.4х.44.90.13.1118 от 31.05.2013 г.).

Транспортный радиационный порталный монитор

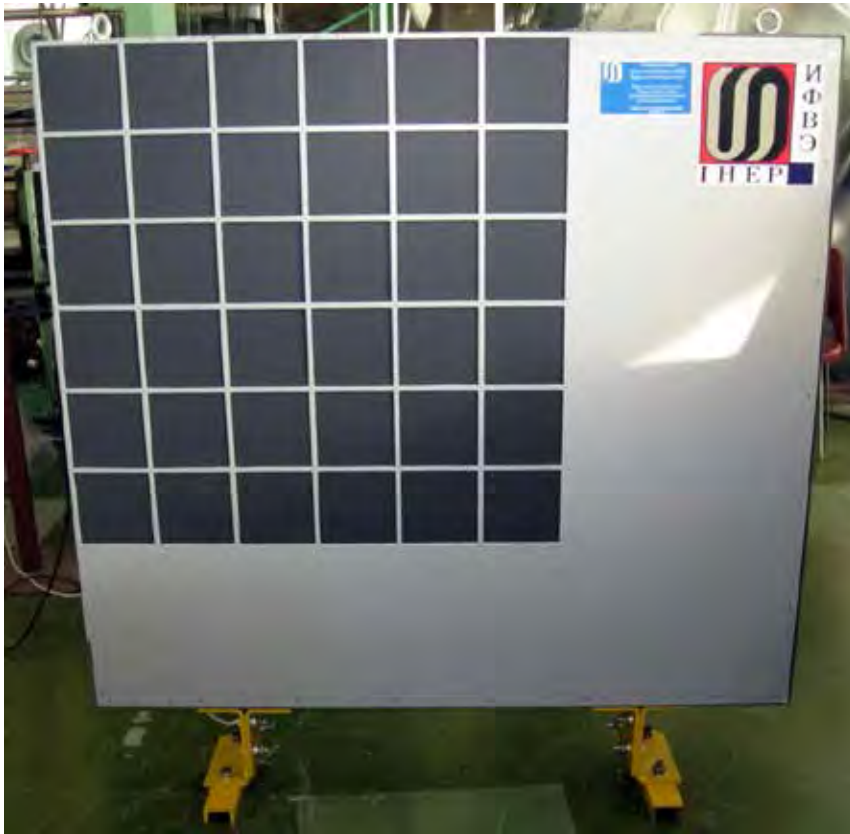


Подготовка к установке 6-ти транспортных порталных мониторов для отработки методики регистрации быстро движущихся транспортных средств, которые могут содержать радиоактивные источники

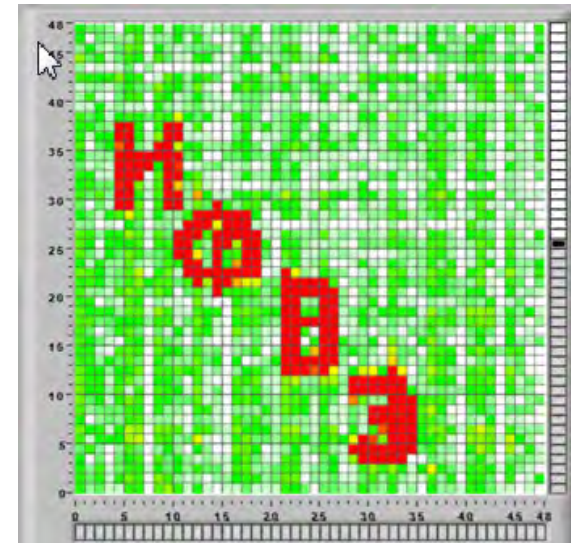


Легковой автомобиль с гамма-источником ^{60}Co двигался на расстоянии 1 м от поверхности транспортного монитора со скоростью 60 км/ч

Координатный бета детектор большой площади



Координатный бета детектор, вид со стороны чувствительной поверхности



Изображение на мониторе координатного бета детектора. Детектор облучался коллимированным бета-источником $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$. Размер отображаемой ячейки детектора $2 \times 2 \text{ см}^2$. Количество ячеек 48×48



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

МЕТОД И РЕЗУЛЬТАТЫ ОПЕРАТИВНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА, ИНКОРПОРИРОВАННОГО В КОЖУ РУК ПЕРСОНАЛА

Исполнители:

Д.Ю. Белкин, В.Е. Вострухов,
Ю.В. Кулишов, М.Ю. Сметанин,
А.А. Стародубцев, Д.Р. Хайруллин





Цель работы:

Минимизация радиационного воздействия на персонал вследствие нестандартного поступления радионуклидов через поврежденную и неповрежденную кожу рук.



Распределение по типу раневых поступлений
на литейно-механическом участке химико-металлургического
завода ФГУП «ПО «Маяк» (по данным ЮУрИБФ):

Колотые раны: 74 %

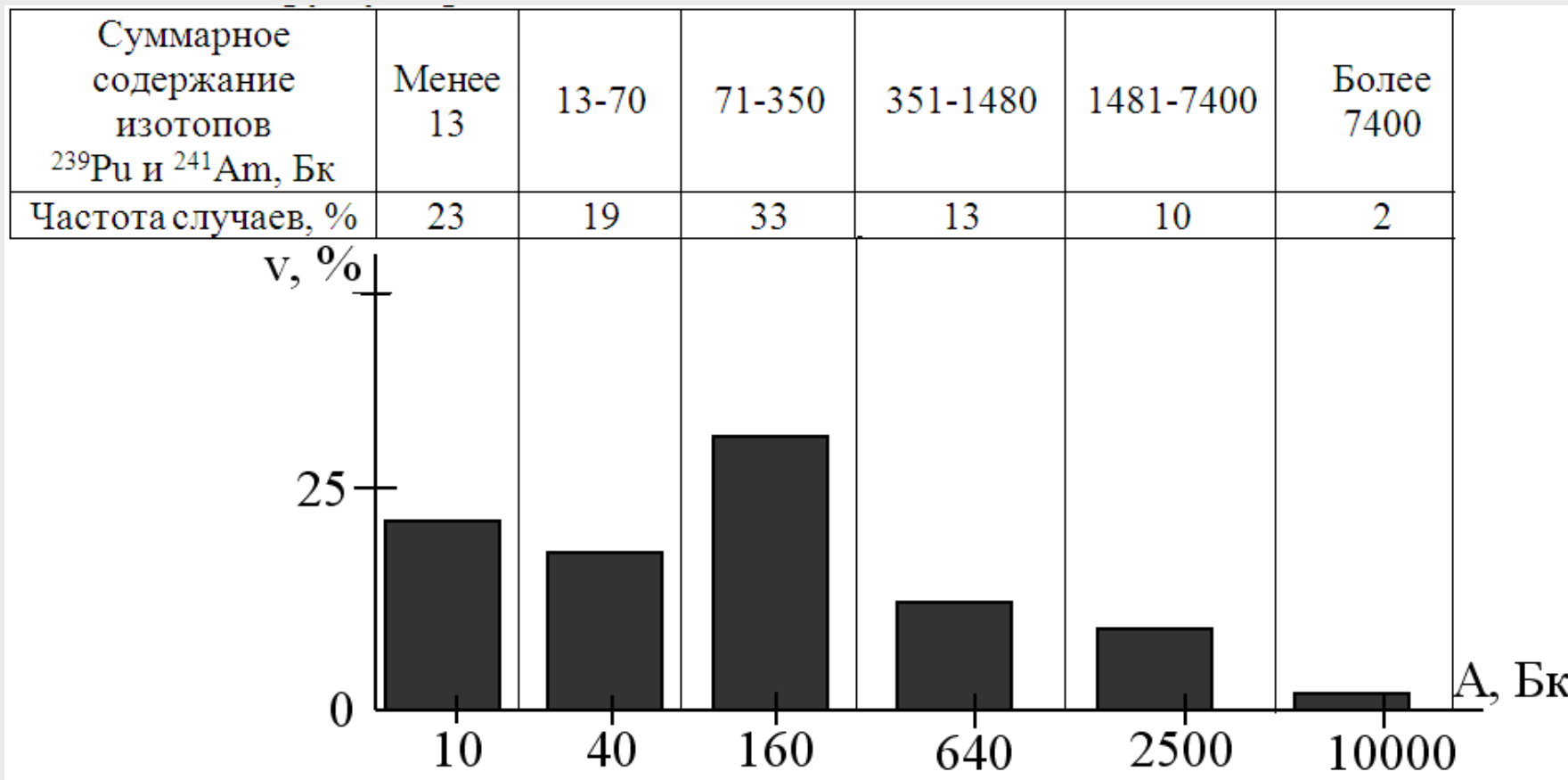
Резаные раны: 16 %

Колото-резаные и другие: 10 %

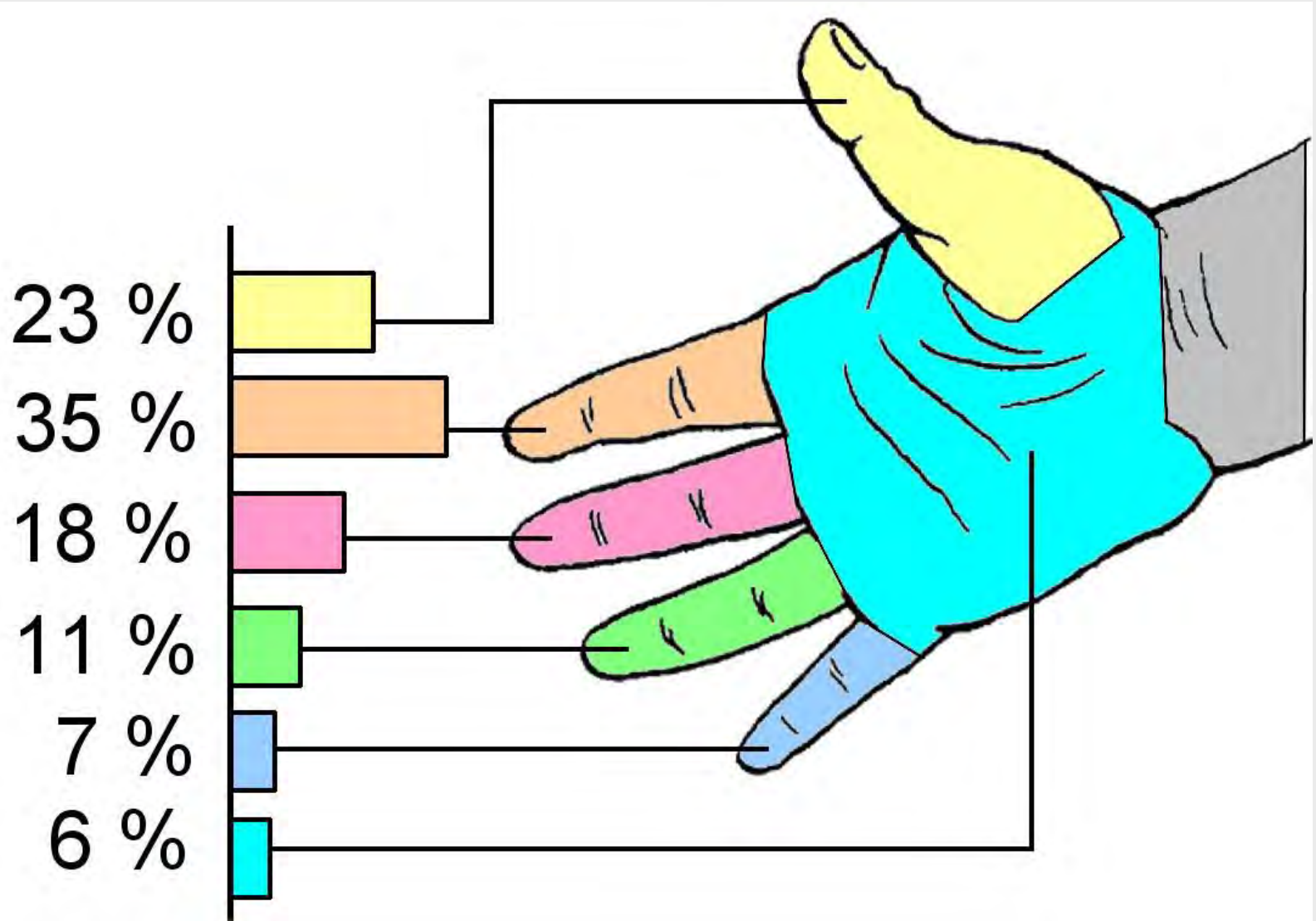
На кисти рук приходится 97 % от всех случаев ранений



Распределение случаев ранений по измеренным активностям (по данным ЮУрИБФ)

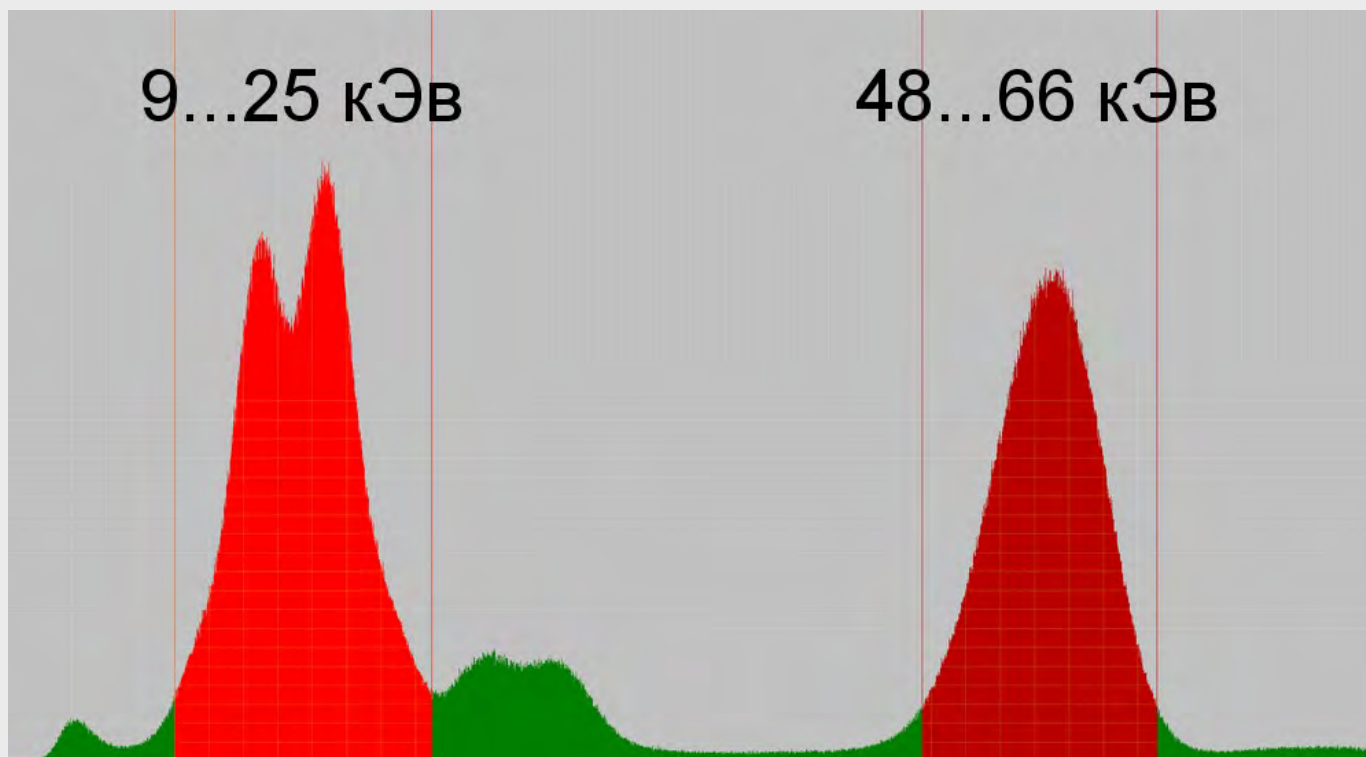


Анатомическое распределение случаев ранений кистей рук (по данным ЮУрИБФ)





Наиболее удобны для регистрации: гамма-линия ^{241}Am 59,6 кэВ,
и L_x -линии ^{241}Am и ^{239}Pu в областях 13, 17 и 21 кэВ



Спектр фотонного излучения от источника ОСГИ с нуклидом ^{241}Am ,
снятый с применением сцинтилляционного блока детектирования



РАДИОМЕТР-СПЕКТРОМЕТР РИРГ-102

устройство для раннего обнаружения радионуклидов,
инкорпорированных в кисти рук персонала



Основные узлы спектрометрического тракта радиометра-спектрометра РИРГ-102:

- устройство детектирования фотонного излучения рентгеновского диапазона на основе сцинтилляционного блока СБН-46.2;
- многоканальный анализатор (процессор импульсных сигналов GreenStar SBS-79);
- ПЭВМ IBM PC/AT

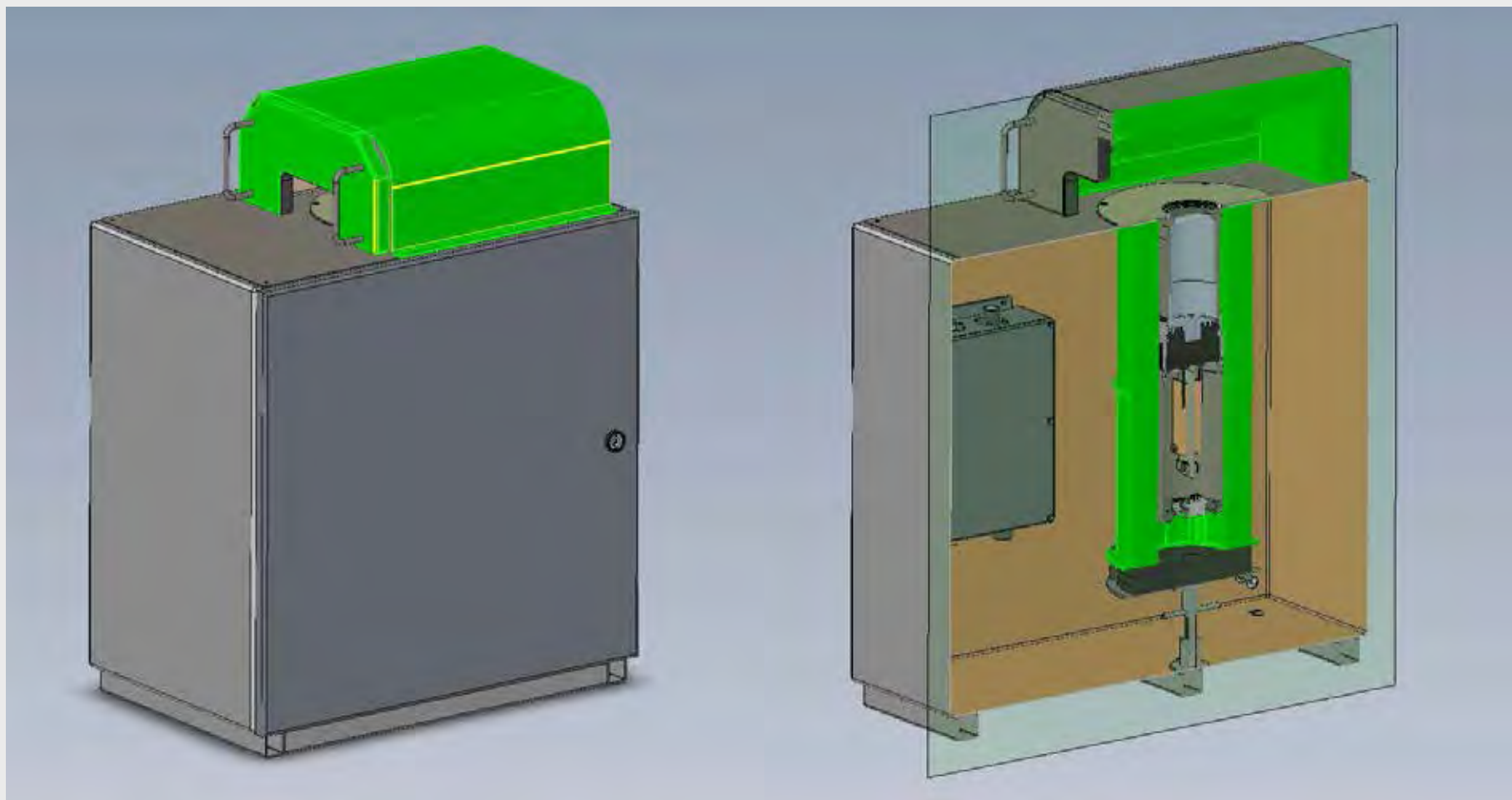


Основные характеристики устройства детектирования:

Характеристика	Значение
диапазон регистрируемых энергий	от 3 до 100 кэВ
разрешение по линии 59,4 кэВ	11 %
площадь чувствительной области (входного окна устройства детектирования)	16,5 см²
толщина свинцовой защиты от внешнего излучения	30 мм
масса устройства детектирования	120 кг
габаритные размеры устройства детектирования	510 x 325 x 660 мм



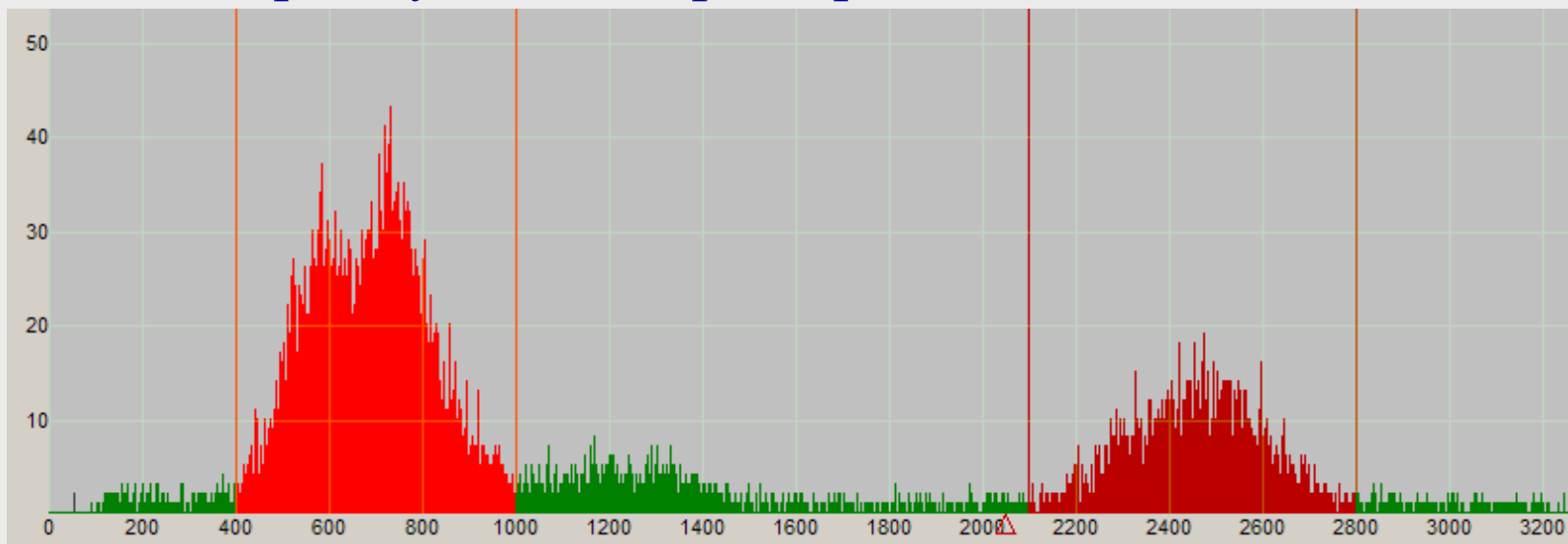
Внешний вид и внутренняя компоновка устройства детектирования:





Результаты предварительного тестирования
(проводилась регистрация излучения от аэрозольных
фильтров с литейно-механического участка):

1. Спектр излучения от фильтра с активностью 1600 Бк:

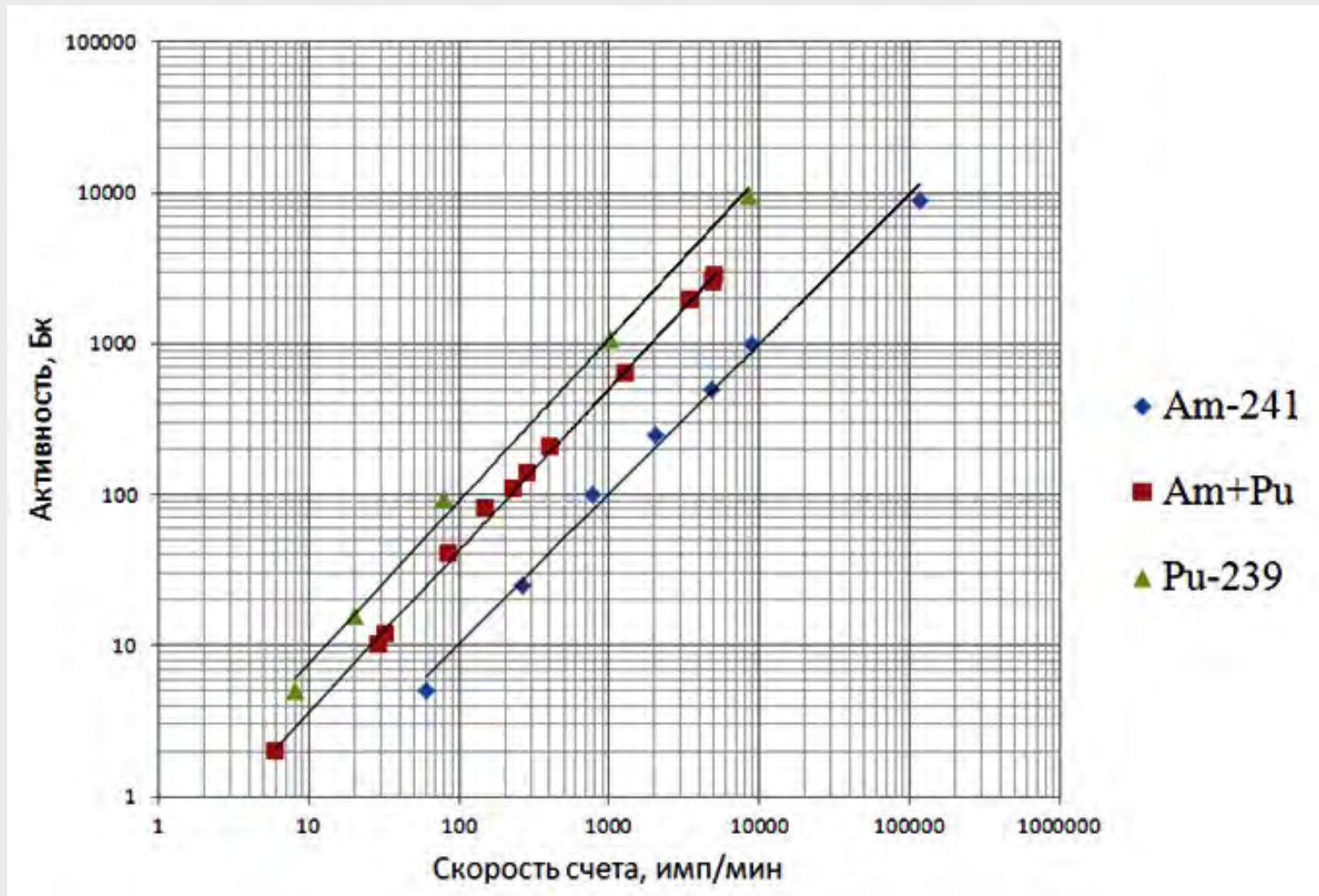


2. Спектр излучения от фильтра с активностью 5 Бк:



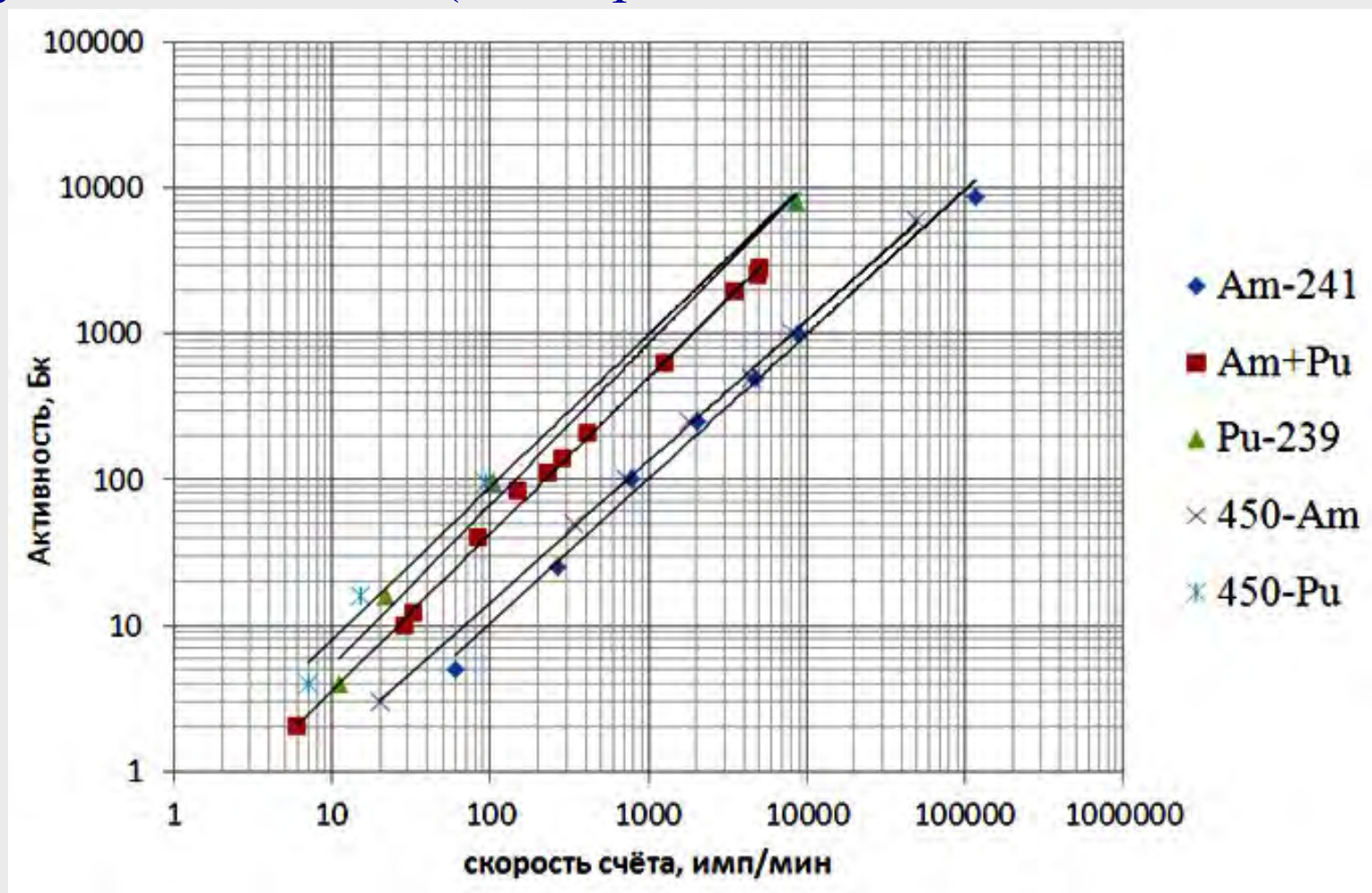


Результаты градуировки по источникам с нуклидами ^{239}Pu и ^{241}Am :



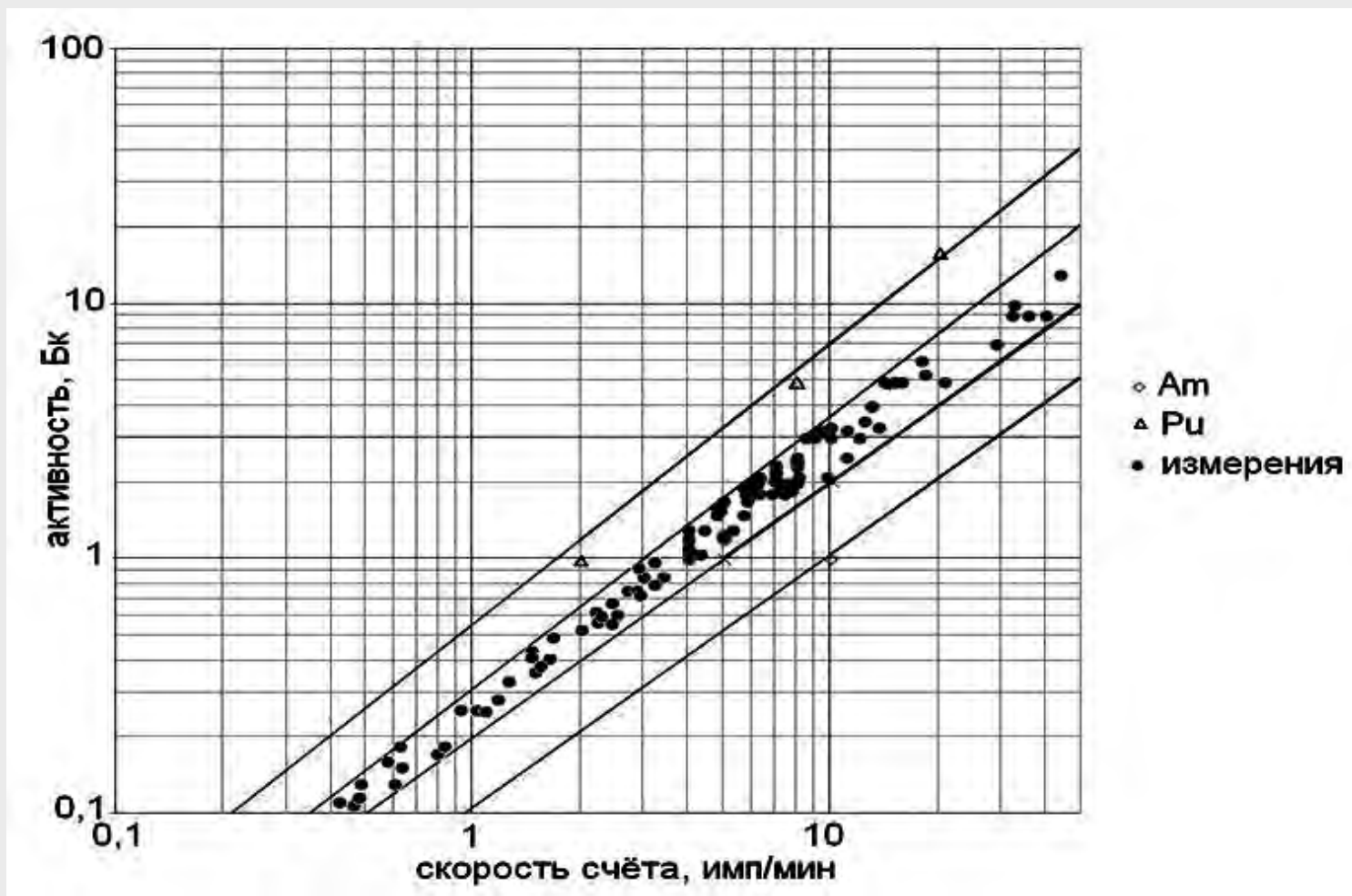


Результаты градуировки с учетом залегания нуклида на глубине до 450 мкм (имитировалось полиэтиленовой пленкой):

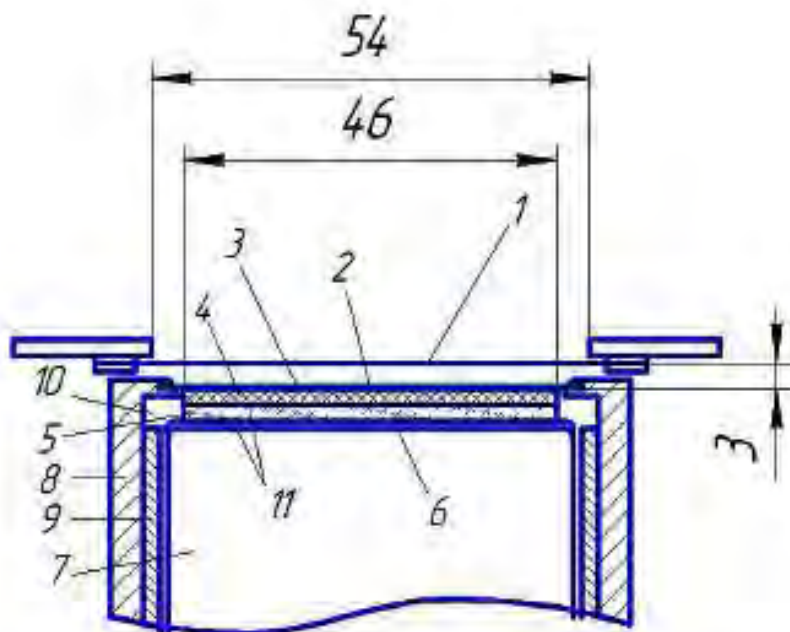




Результаты обследования персонала плутониевого производства на подкожное загрязнение кистей рук радионуклидами:



Была разработана расчетная трехмерная модель блока детектирования, позволяющая по программе MNCSP определять аппаратный спектр от источника с произвольным пространственным распределением



- 1 - защитная пленка ПЭТ 0,05 мм
- 2 - бериллиевое окно 50x0,2 мм
- 3 - отражатель (пленка ПЭТФ 0,2 мм с напыленным Al 0,01 мм)
- 4 - кристаллический сцинтиллятор NaI(Tl) 46x2 мм
- 5 - световод (стекло оптическое К-8 толщиной 2 мм)
- 6 - окно ФЭУ (боросиликатное стекло) и фотокатод (Bialkali)
- 7 - корпус ФЭУ (тип ФЭУ Hamamatsu R1306)
- 8 - корпус сцинтилляционного блока
- 9 - магнитный экран 79-НМ
- 10 - клеевой замок ЭД-20
- 11 - оптический контакт (самополимеризующаяся смазка)

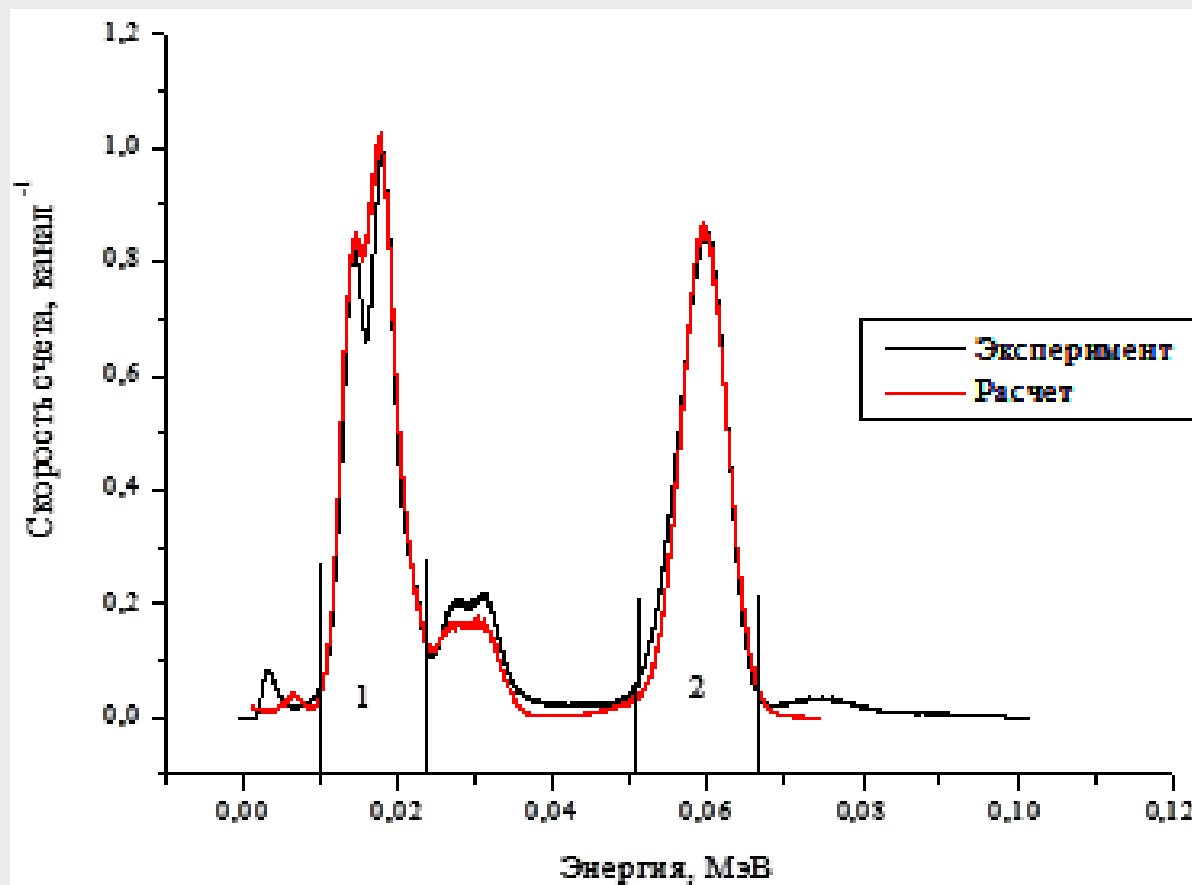


Сравнение результатов градуировки по приготовленным источникам и по данным расчетной модели

Радионуклид	Скорость счета на единичную активность, имп·мин ⁻¹ ·Бк ⁻¹	
	По источникам	По данным модели
²³⁹Pu	1,10±0,08	1,15
²⁴¹Am	9,50±0,10	9,00



Отличие зарегистрированного энергетического спектра от модельного





Раздельное определение плутония и америция в раневом поступлении:

$$N_1 = A_{Pu} \cdot n_{Pu1} + A_{Am} \cdot n_{Am1}$$

$$N_2 = A_{Pu} \cdot n_{Pu2} + A_{Am} \cdot n_{Am2}, \quad \text{где:}$$

N_1, N_2 – ск. счета в диапазонах 9-25 (1) и 48-66 (2) кэВ;

$n_{Pu1}, n_{Am1}, n_{Pu2}, n_{Am2}$ – скорость счета для фотонного излучения на единичную активность изотопов Pu и Am в диапазонах 1 и 2;

A_{Pu}, A_{Am} - активность изотопов Pu и Am в раневом повреждении соответственно.



Состав (в % от массы) изотопов плутония в реакторах ВВЭР



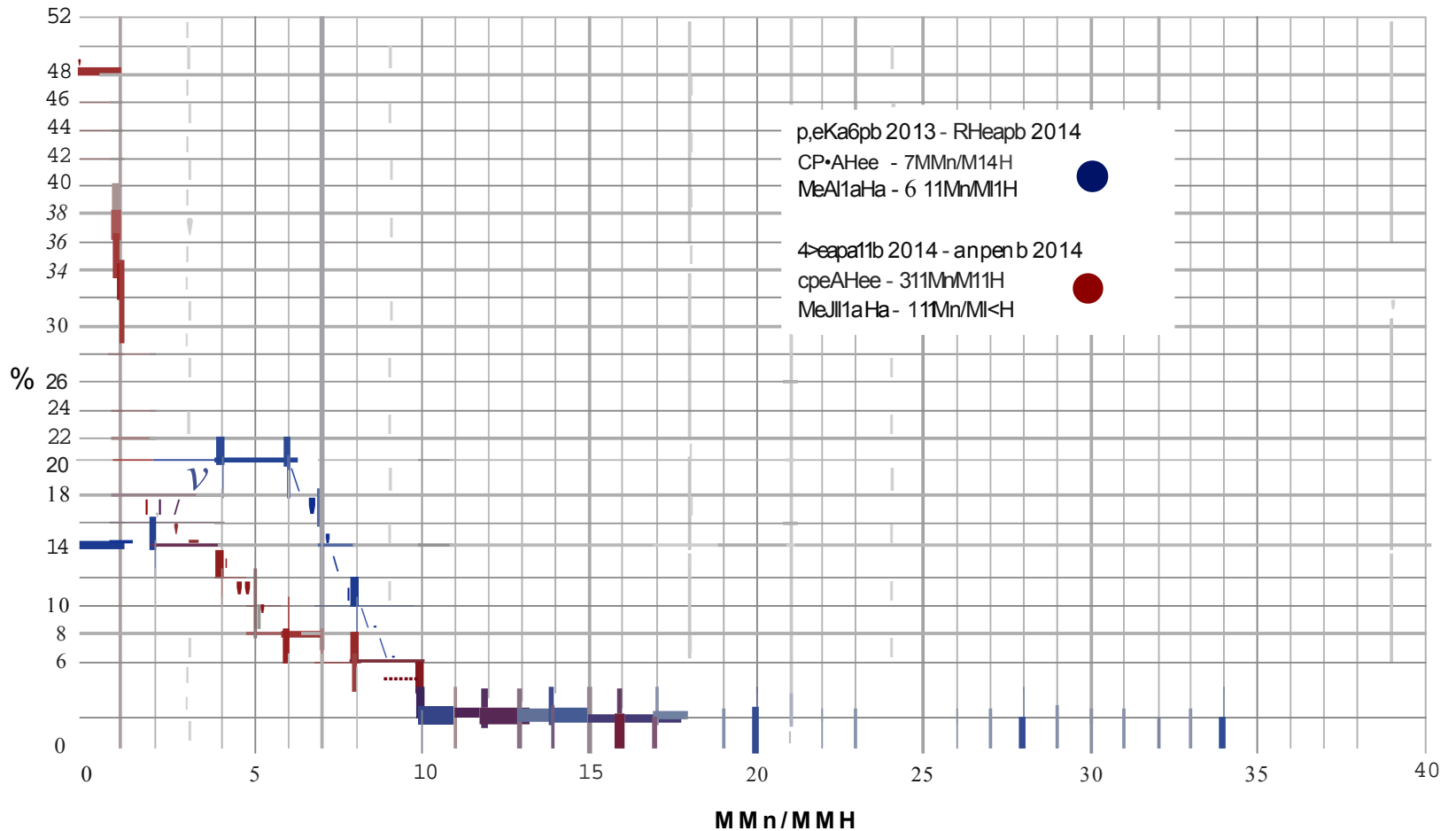
$$A_{Pu} = \frac{N_1 \cdot n_{Am2} - N_2 \cdot n_{Am1}}{n_{Am2} \cdot n_{Pu1} - n_{Am1} \cdot n_{Pu2}}$$



$$A_{Am} = \frac{N_1 \cdot n_{Pu2} - N_2 \cdot n_{Pu1}}{n_{Am1} \cdot n_{Pu2} - n_{Am2} \cdot n_{Pu1}}$$



Pe3yAbTaTbl M3MepeHMH noAKO>KHoro 3arpA3HeHMA pyK nepcoHana paAHOHYKAMAaMM Ha ycraHoeKe PMP - 102





ЗАКЛЮЧЕНИЕ

- изготовлен и введен в эксплуатацию радиометр-спектрометр;
- проведена градуировка по источникам с нуклидами по источникам с нуклидами ^{239}Pu и ^{241}Am ;
- разработана и подтверждена экспериментом расчетная модель блока детектирования радиометра-спектрометра;
- рассмотрена возможность отдельного определения содержания в раневом повреждении плутония и америция.



ЗАКЛЮЧЕНИЕ (продолжение)

направления по усовершенствованию радиометра-спектрометра:

- увеличение площади чувствительного элемента блока детектирования (сцинтилляционного датчика) для повышения чувствительности;
- аттестация радиометра-спектрометра как средства измерения (утверждение типа);
- доработка программного обеспечения с целью реализации возможности отдельного определения плутония и америция в раневом повреждении;
- разработка и аттестация методики измерений активности радионуклидов при раневых поступлениях через поврежденную кожу рук персонала.



ВЫВОДЫ

Для минимизации радиационного воздействия на персонал вследствие нестандартного поступления радионуклидов через поврежденную и неповрежденную кожу рук необходимо организовать систему раннего обнаружения трансурановых радионуклидов путём решения следующих задач:

1. Модернизация устройства раннего обнаружения трансурановых радионуклидов, инкорпорированных в кожу рук персонала, для повышения чувствительности;
2. Организация мониторинга персонала, подвергающегося риску возможного внутреннего переоблучения через кожу рук;

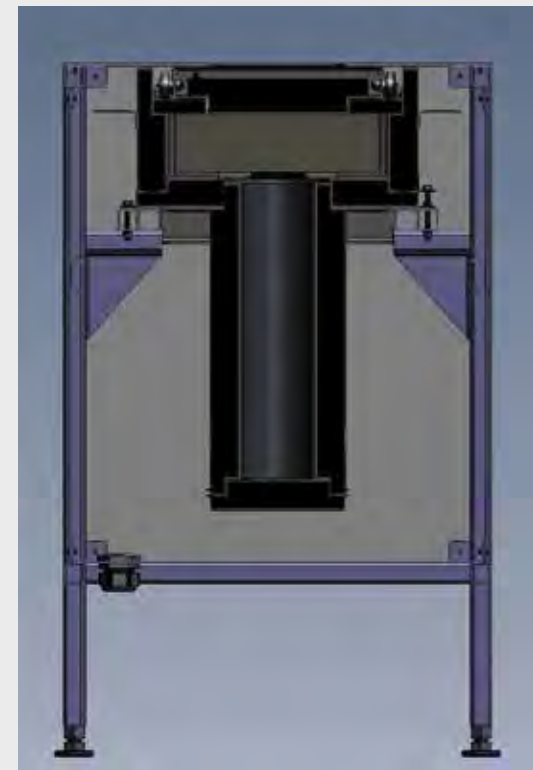
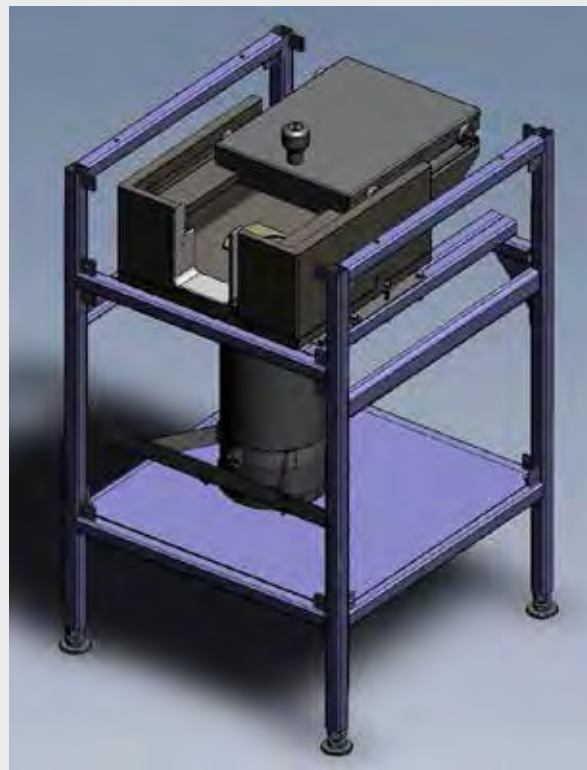
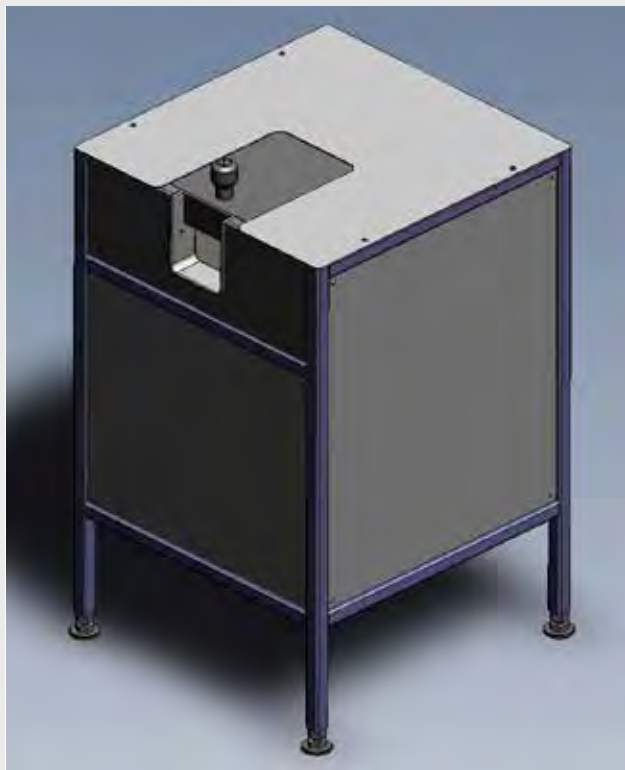


ВЫВОДЫ (продолжение)

3. Обоснование системы контрольных уровней принятия решений, основанных на результатах измерений содержания трансурановых радионуклидов, инкорпорируемых в кожу рук персонала, и биофизических обследований;
4. Разработка, согласование, утверждение руководящих документов по функционированию системы мониторинга загрязненности кожи персонала радиационно-опасного производства;
5. Оптимизация численности критической группы персонала, подвергающейся риску внутреннего переоблучения, и, как следствие, снижения затрат на ежегодное биофизическое обследование.



Новый вариант устройства (в процессе изготовления):



Проблема обеспечения качества измерений при радиационном контроле нейтронного излучения

Докладчик
П. П. Ганцовский
ФГБУ ГНЦ ФМБЦ
им. А. И. Бурназяна
ФМБА России

В исследованиях участвовали дозиметры гамма-нейтронного излучения различных типов

- EPD-N2 Фирмы Thermo scientific

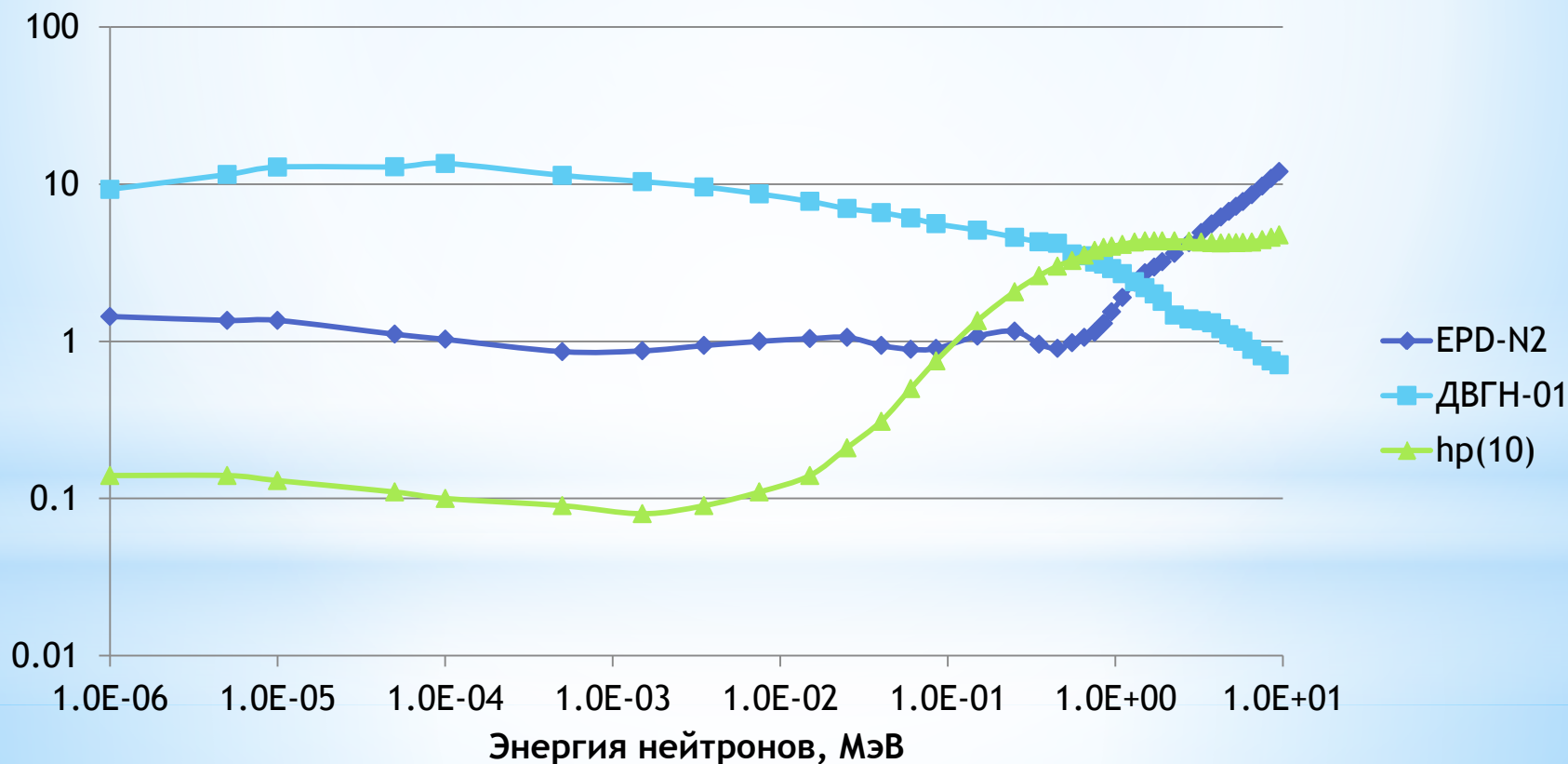


- DMC 2000GN Фирмы Mirion Technologies

- Термолюминесцентные дозиметры ДВГН-01 и Harshow-8806

- **ФГБУ ГНЦ ИФВЭ**
 - **Аттестованные опорные поля нейтронного излучения (коллиматор, тепловая насадка, Экранирующий конус, Полиэтиленовый шар)**
- **ФИЛИАЛ ОАО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» «КОЛЬСКАЯ АТОМНАЯ СТАНЦИЯ»**
 - **Палубы реактора ВВЭР-440**
- **АО «ГНЦ НИИАР»**
 - **Палуба ректоров БОР-60, СМ-3, Цепочка изготовления ТВС, Изготовление нейтронных источников на основе калифорния-252 и др.**
- **ФГУП «ПО «Маяк» (заводы 235, 45, 20, ХДМ)**
 - **Рабочие места персонала.**

Относительные энергетические зависимости чувствительности прямопоказывающего дозиметра EPD-N2, термолюминесцентного альбедного дозиметра ДВНГ-01 и удельный эквивалент индивидуальной дозы



Дозиметр-спектрометр нейтронов ДСН-01

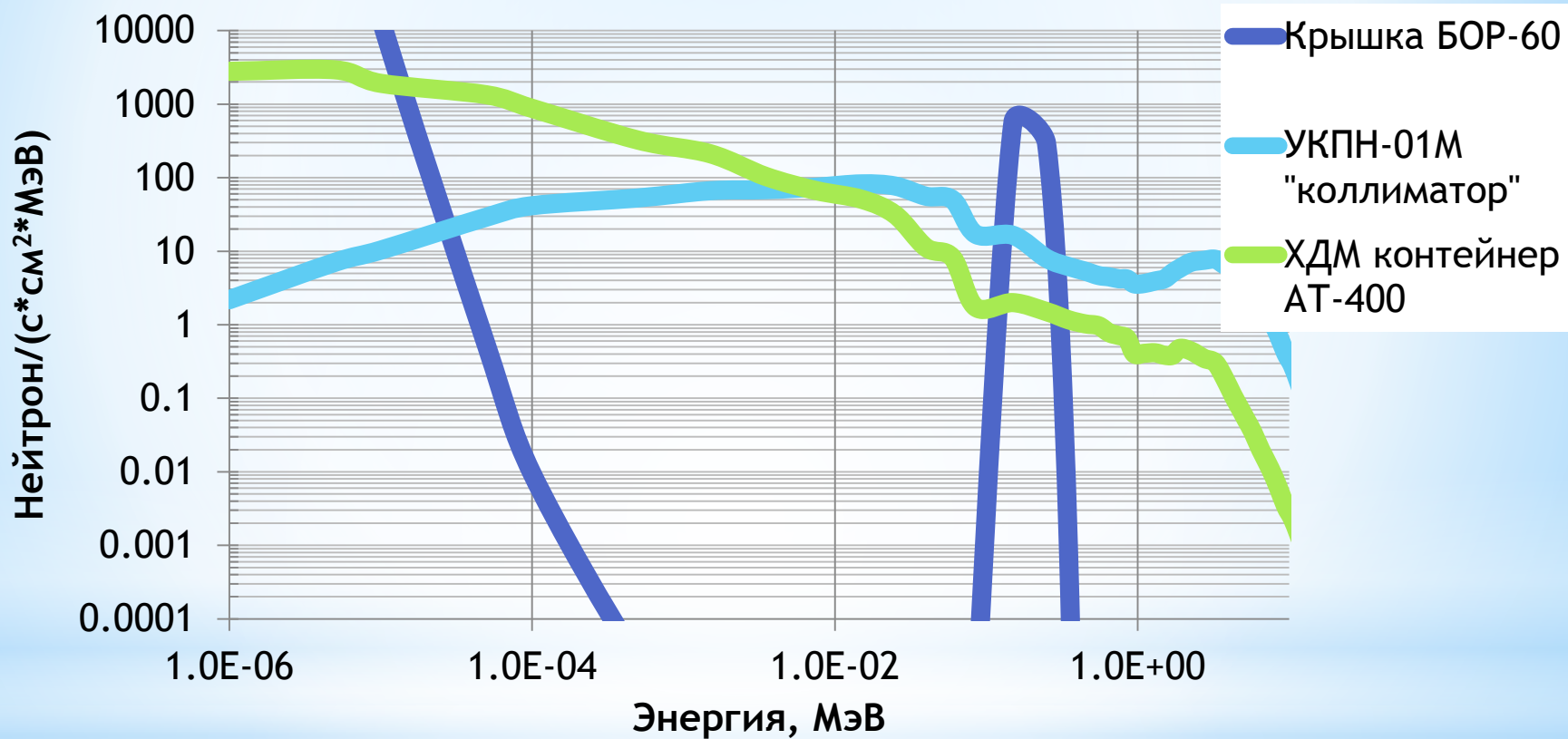
Измерение средней плотности потока тепловых нейтронов в центре шаровых полиэтиленовых замедлителей различных диаметров с последующим восстановлением спектра нейтронов и расчетом:



- § Мощности амбиентного эквивалента дозы
- § Мощности эффективной дозы при передне-заднем, ротационном и изотропном облучении
- § Мощности кермы в биологической ткани
- § Мощности максимальной эквивалентной дозы

Диапазон энергий нейтронов от 0,4 эВ до 10 МэВ

Примеры восстановленных спектров нейтронного излучения

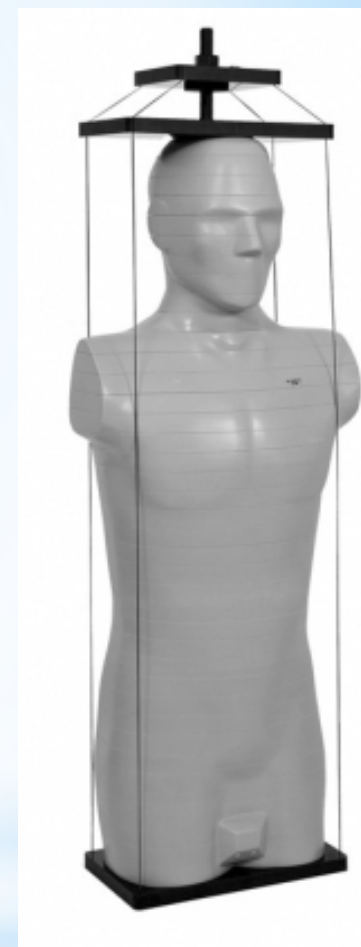


$$\langle E \rangle = \frac{\int E \cdot f(E) \cdot dE}{\int f(E) \cdot dE}$$

Фантомно-дозиметрический комплекс



Гомогенные водные
фантомы



гетерогенные антропоморфные
фантомы тела человека модели
ART-200 и АТОМ 701D.

Опорное значение мощности индивидуального эквивалента дозы нейтронного излучения в точке измерения спектра.

$$\dot{H}_p(10) = \int f(E) \cdot h_p(E) \cdot dE$$

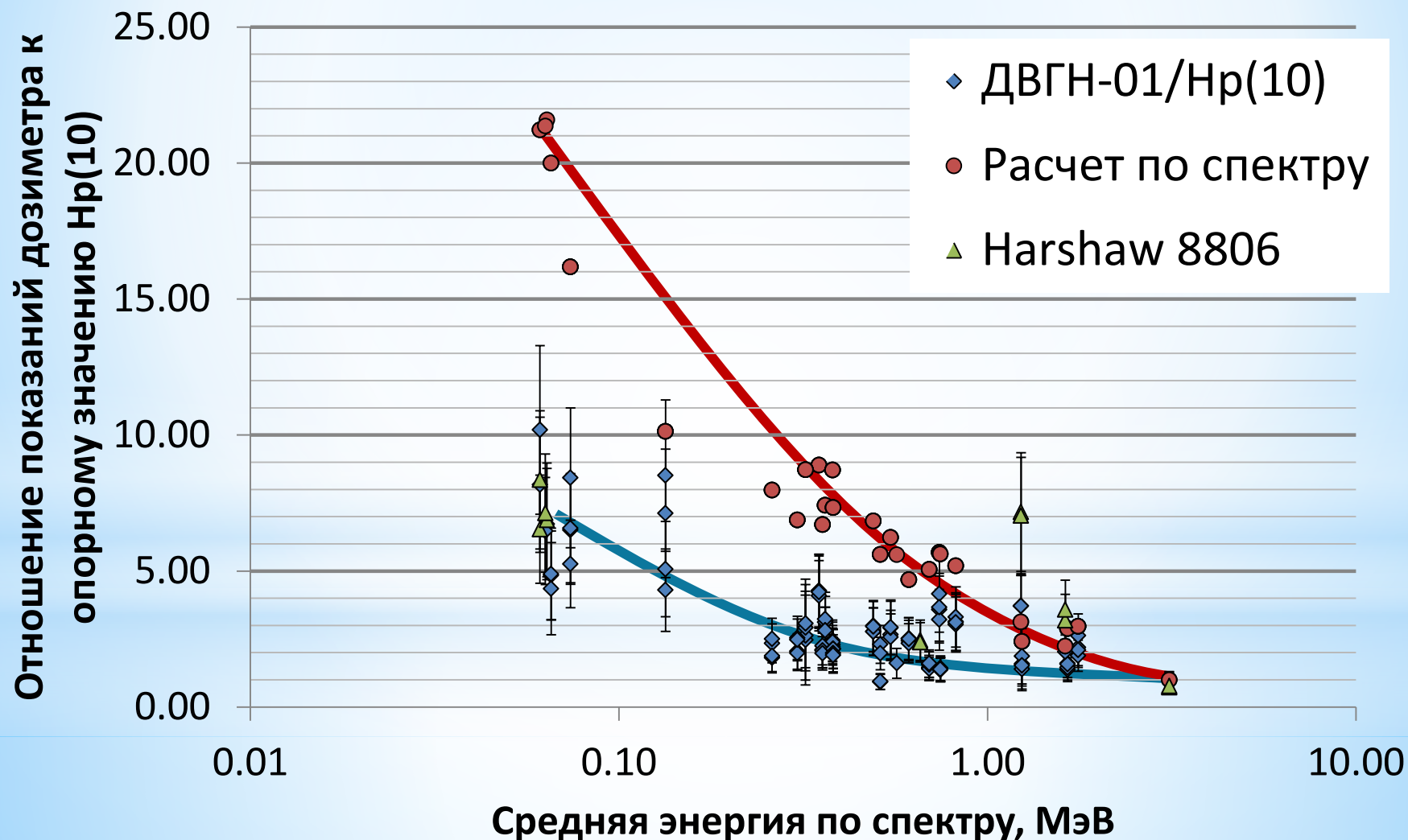
Поправочный коэффициент для данной точки определяется как

$$K = \frac{\dot{H}_p(10) \cdot T_{\text{эксп.}}}{\langle N_{\text{инд. доз.}} \rangle}$$

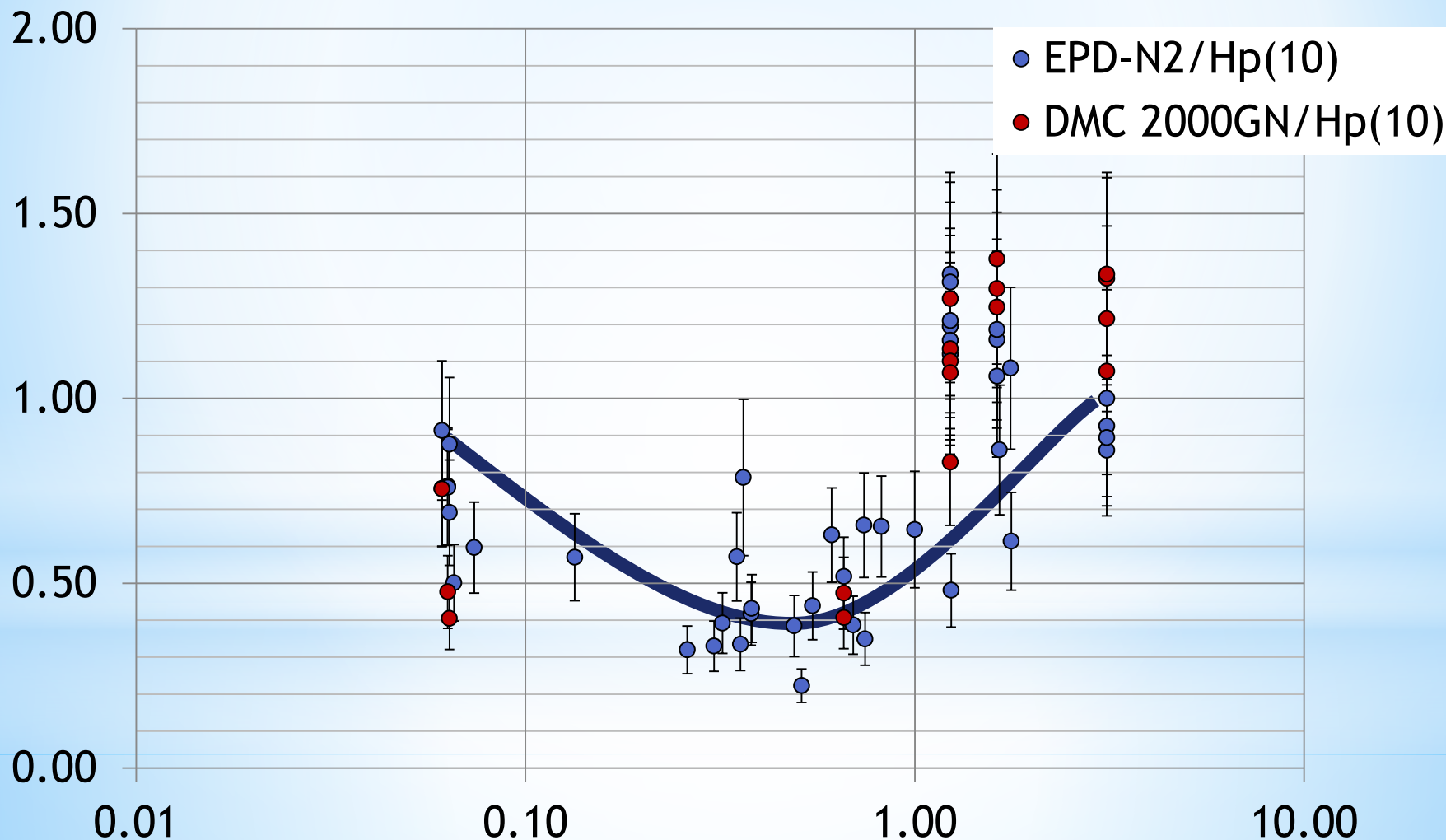
Где $\langle N_{\text{инд. доз.}} \rangle$ – средние показания индивидуальных дозиметров данного типа, экспонировавшихся в точке измерения спектра $f(E)$;

$T_{\text{эксп}}$ – Время экспозиции дозиметров.

Отношения показаний термолюминесцентных дозиметров к опорному значению индивидуального эквивалента дозы по средней энергии спектра.



Отношения показаний прямопоказывающих дозиметров к опорному значению индивидуального эквивалента дозы по средней энергии спектра.



Поправочные коэффициенты

Тип спектра нейтронного излучения	Средняя энергия нейтронного излучения, МэВ	Термолюми- несцентные дозиметры	Прямопока- зывающие дозиметры
Палубы реакторов ВВЭР, исследовательских реакторов БОР-60, СМ-3.	0,06 – 0,13	от 0,1 до 0,2	от 1 до 2
Источники изотопные и по (α, n) реакции в защитных контейнерах или боксах	0,3 - 1,2	от 0,25 до 0,7	от 1,4 до 4
Источники изотопные и по (α, n) реакции без защиты	> 1,5	от 0,5 до 1	от 0,75 до 1,4



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

**РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ КОМПЛЕКСА РАДИАЦИОННОЙ
РАЗВЕДКИ ДЛЯ МОНИТОРИНГА РАДИОАКТИВНОГО
ЗАГРЯЗНЕНИЯ НА БАЗЕ ВЕРТОЛЁТА**

Голод Д.О.

ФГБУ «НПО «Тайфун», аспирант

golod@feerc.ru

Обнинск 2015



Историческая справка

- В основе метода радиационного мониторинга окружающей природы на базе летательных аппаратов лежит метод самолётной гамма-съемки снежного покрова.
- Метод авиационной гамма-спектрометрии впервые был предложен в СССР в 1958 г группой сотрудников Института прикладной геофизики (ИПГ) АН СССР.
- Опыт использования авиационной съемки в период ликвидации последствий аварий радиационного характера показал ее высокую эффективность при оперативном обследовании радиационной обстановки как на территории крупных регионов, так и на небольших участках местности – в ближних зонах вокруг радиационных опасных объектах





Задачи авиационного измерительного комплекса

1. Картирование полей радиоактивного загрязнения на местности, загрязненной радиоактивными выпадениями.
2. Установление количественного и качественного состава радиоактивных веществ, поступивших в атмосферу в результате радиационного инцидента

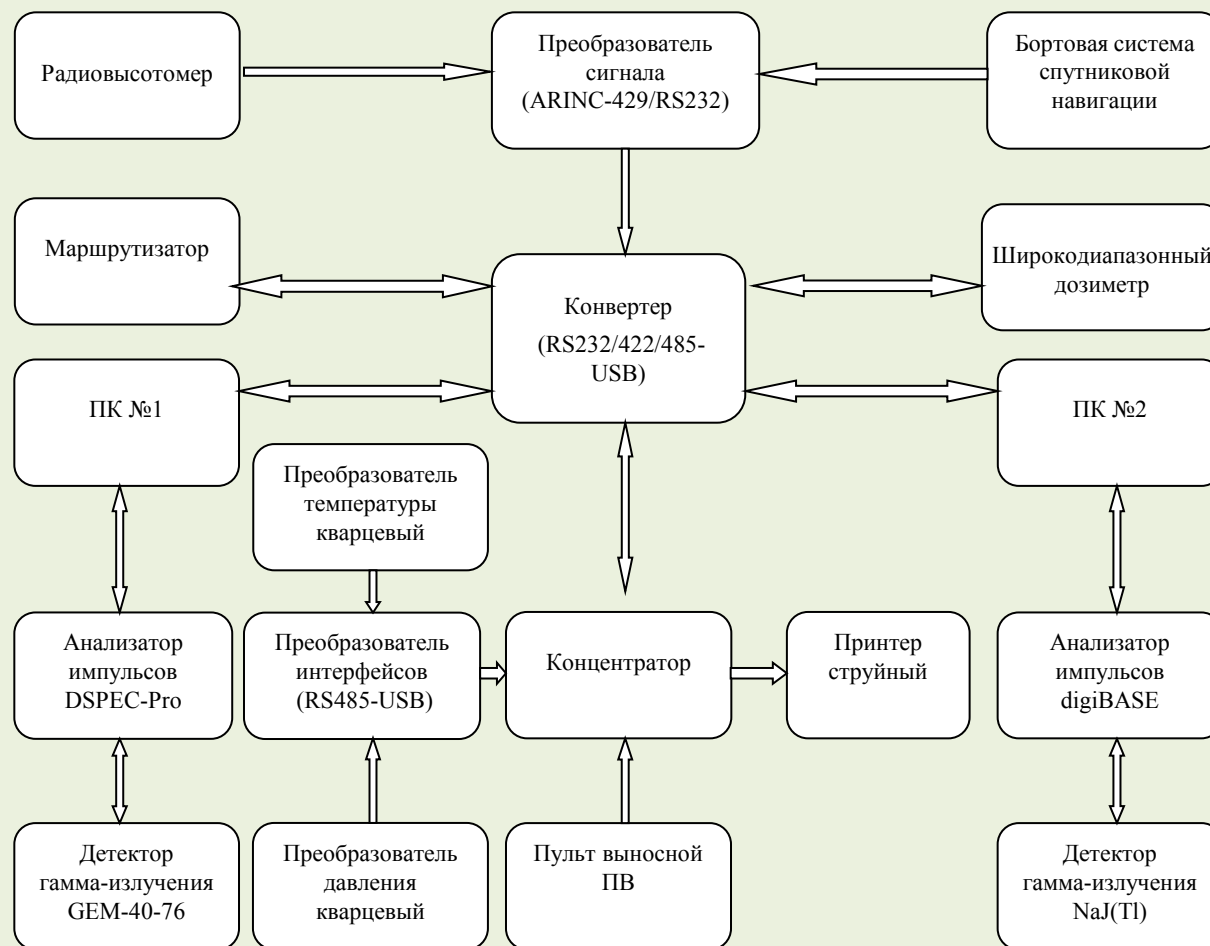
Дополнительная задача авиационного измерительного комплекса

1. Оперативное получение информации о запасах воды в снежном покрове на гидрологической сети методом авиационной гамма-съемки снежного покрова.



Состав комплекса:

- Спектрометр с детектором высокого разрешения из очень чистого германия (ОЧГ)
- Спектрометр со сцинтилляционным детектором с кристаллом NaI(Tl) высокой чувствительности
- Широкодиапазонный дозиметр
- Радиовысотомер
- Оборудование спутниковой навигации
- Датчик температуры
- Датчик давления

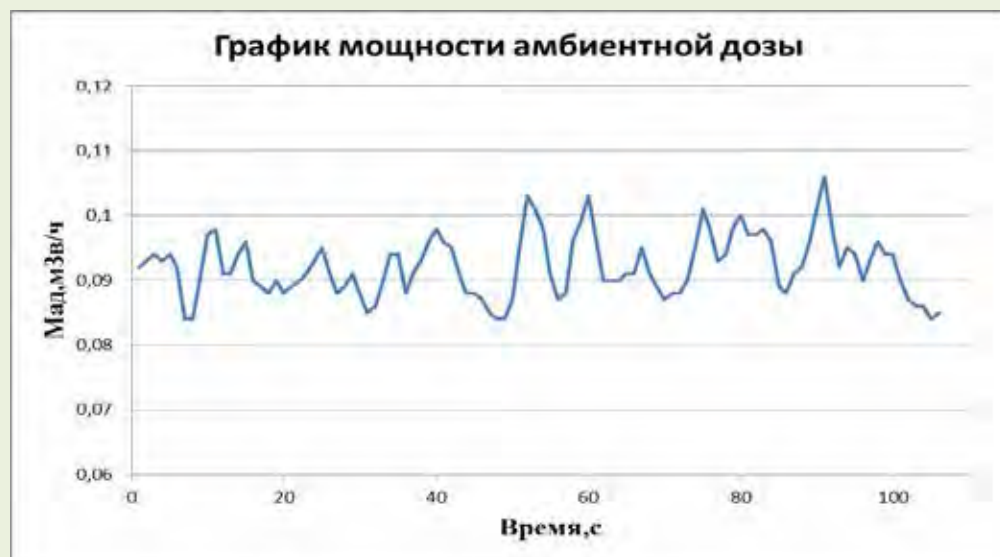
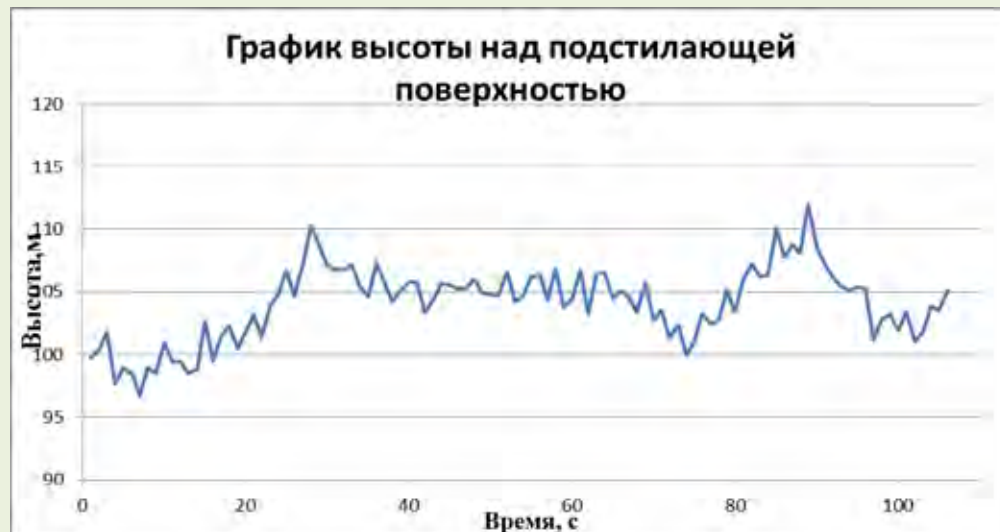




Голод Дмитрий

РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ КОМПЛЕКСА РАДИАЦИОННОЙ РАЗВЕДКИ ДЛЯ МОНИТОРИНГА РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ НА БАЗЕ ВЕРТОЛЁТА

- Для проведения корректных расчётов необходимо знать высоту измерения над подстилающей поверхностью. Для привязки данных по высоте используется Радиовысотомер. Частота измерений 1 Гц.
- В состав комплекса входит дозиметр ДМГ-01, используемый для измерения МАД гамма-излучения. Диапазон измерений МАД гамма-излучения от 10^{-7} до 1 Зв/ч. Частота измерений 1 Гц.

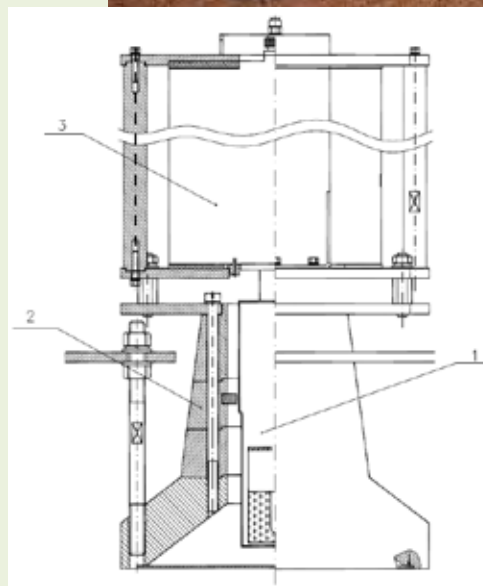




Голод Дмитрий

РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ КОМПЛЕКСА РАДИАЦИОННОЙ РАЗВЕДКИ ДЛЯ МОНИТОРИНГА РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ НА БАЗЕ ВЕРТОЛЁТА

- В комплексе используется спектрометр-радиометр DSPEC Pro, состоящий из многоканального анализатора (МКА) DSPEC Pro и ОЧГ-детектора типа GEM-40-76-SMP
- ОЧГ-детектор GEM-40-76-SMP используется в экране коллиматора.

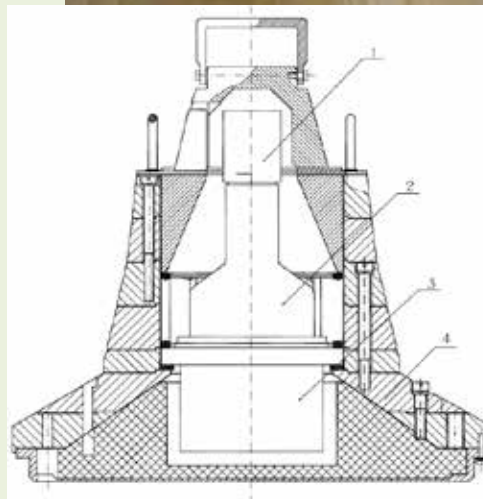




Голод Дмитрий

РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ КОМПЛЕКСА РАДИАЦИОННОЙ РАЗВЕДКИ ДЛЯ МОНИТОРИНГА РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ НА БАЗЕ ВЕРТОЛЁТА

- В состав комплекса входит спектрометр-радиометр с кристаллом NaI(Tl), который состоит из МКА digiBase и сцинтилляционного детектора 152A102/5M фирмы SCONIX
- Данный детектор используется в экране-коллиматоре





Рабочее место операторов

- Конструкция комплекса унифицируемая за счёт разборных элементов и может устанавливаться на различных воздушных судах.
- Столы операторов оснащены амортизирующими стойками за счёт этого уменьшается вибрация, что позволяет лучше вести работу во время полёта.
- Программное обеспечение, разработанное специально для проведения воздушной радиационной разведки, а также для проведения авиационной гамма-съемки снежного покрова в реальном режиме времени ведёт набор, обработку и первичный анализ измеренных данных.





Голод Дмитрий

Размещение дозиметра ДМГ-01 и ОЧГ-детектора на борту вертолёта МИ-8МТ

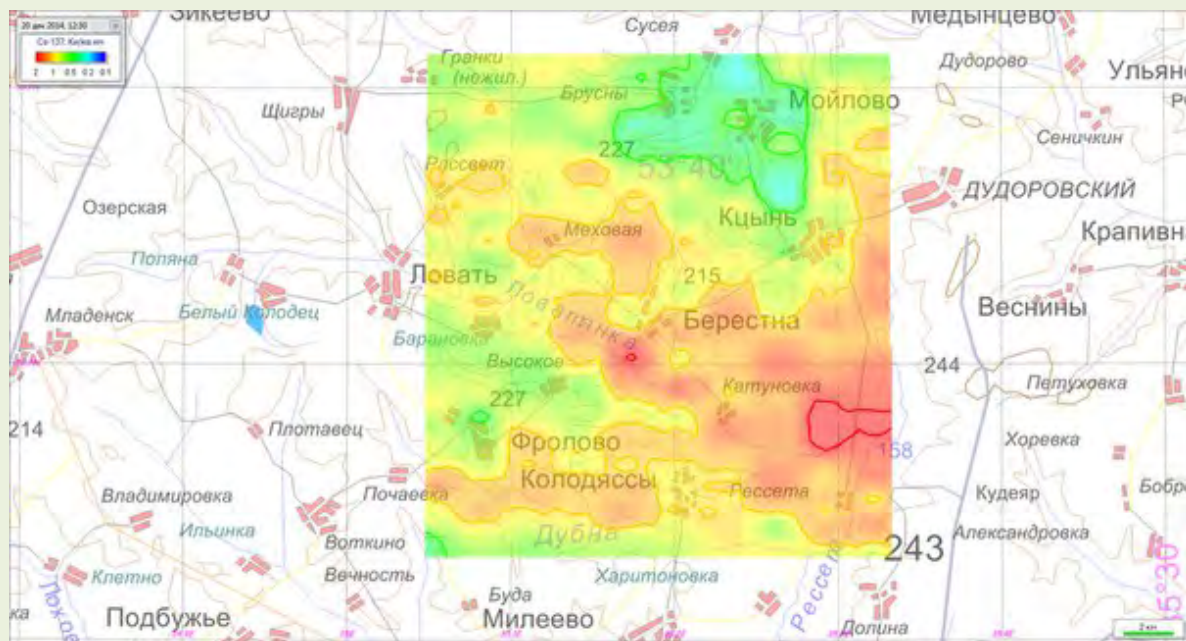
- В основу работы дозиметра положен метод измерения фотоэлектронным умножителем (ФЭУ) световых вспышек, формируемых высокочувствительным сцинтилляционным детектором при воздействии на него гамма-излучением.





Результаты натуральных испытаний по основным задачам

- В конце 2014 года были проведены натурные испытания в Калужской области по Чернобыльскому «следу». По результатам этих испытаний была построена карта полей радиоактивного загрязнения местности радионуклидом Cs-137, на которой видны места меньшего (до 0,5 Ки/кв.км) и большего (до 2 Ки/кв.км) радиоактивного загрязнения Cs-137 согласно цветовой легенде





Результаты натурных испытаний по дополнительной задаче.

- Программное обеспечение позволяет проводить расчёт начальных характеристик подстилающей поверхности без воды, а также обсчет ослабления гамма-излучения подстилающей поверхности после выпадения зимних осадков, с выдачей результата в виде величины водозапаса территории в миллиметрах

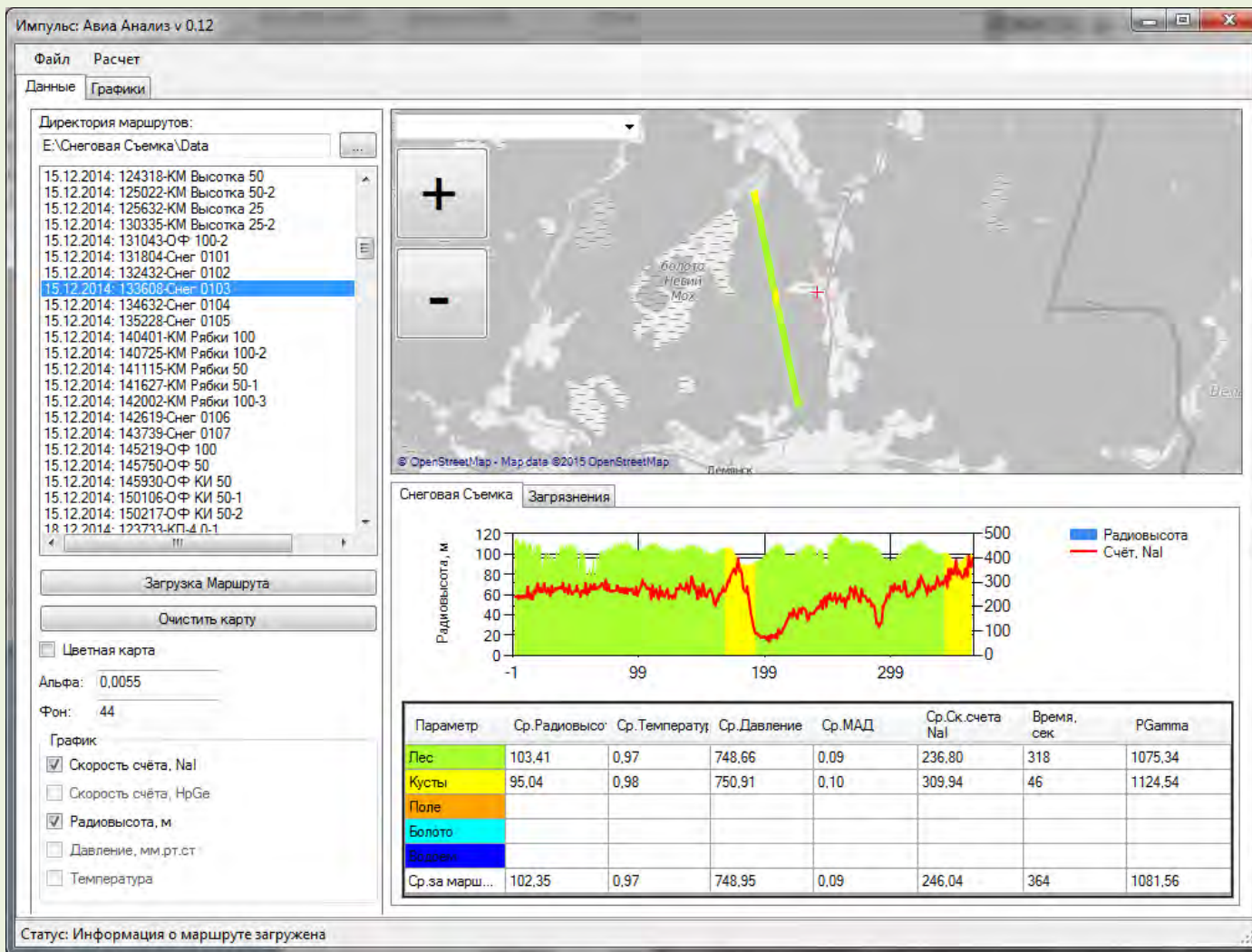
Измерения снежного покрова проходят в два этапа:

- Снятие данных с подстилающей поверхности до выпадения снега, так называемые «нулевые» данные.
- Снятие данных с подстилающей поверхности при максимальном количестве выпавшего снега.



Голод Дмитрий

РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ КОМПЛЕКСА РАДИАЦИОННОЙ РАЗВЕДКИ ДЛЯ МОНИТОРИНГА РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ НА БАЗЕ ВЕРТОЛЁТА

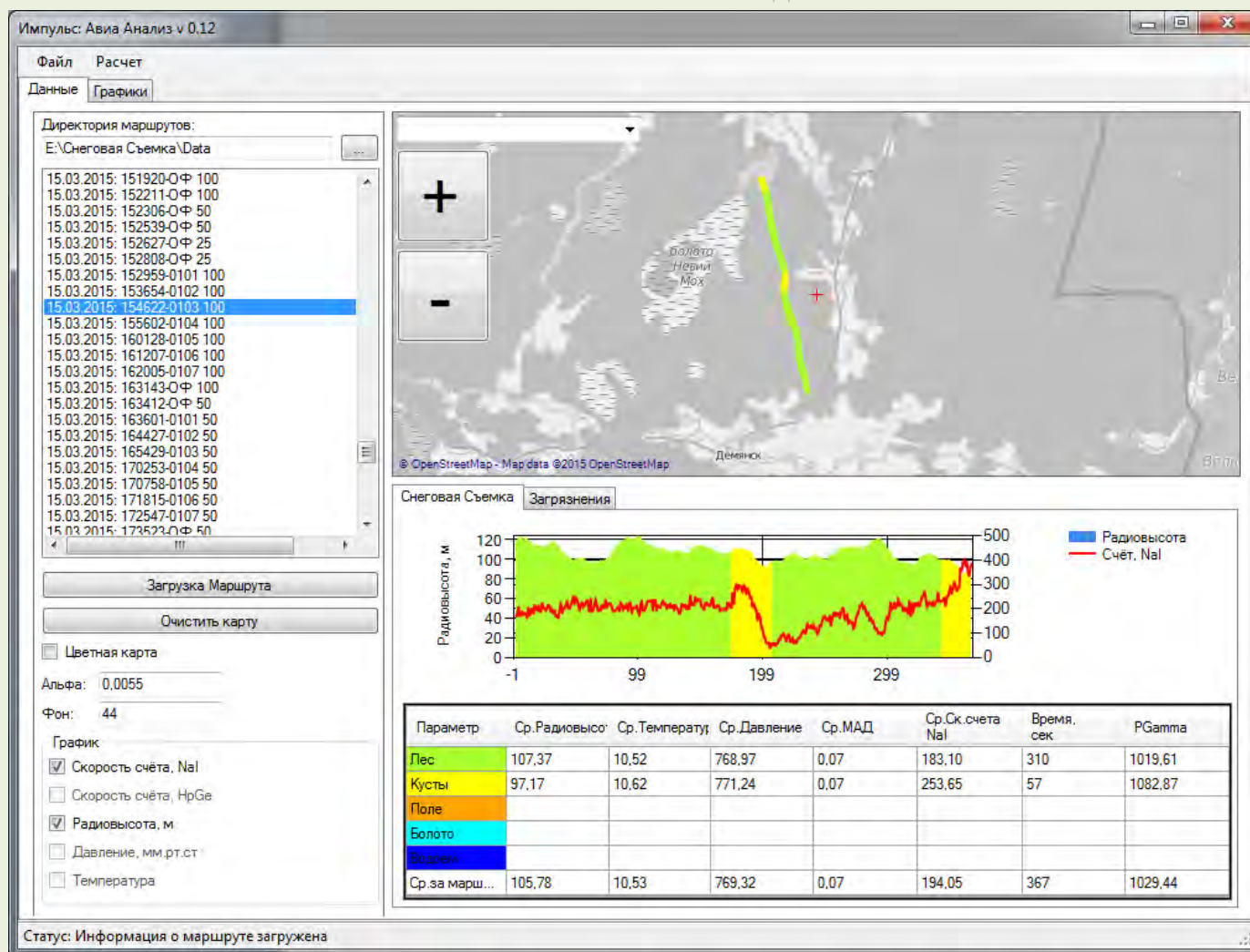


Первый этап гамма-съёмки снежного покрова.



Голод Дмитрий

РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ КОМПЛЕКСА РАДИАЦИОННОЙ РАЗВЕДКИ ДЛЯ МОНИТОРИНГА РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ НА БАЗЕ ВЕРТОЛЁТА



Второй этап гамма-съёмки снежного покрова

**Разработка технологии изготовления
гранулированного гидрида титана для
радиационной защиты ядерных
энергетических установок**

Зинченко Б.Г.

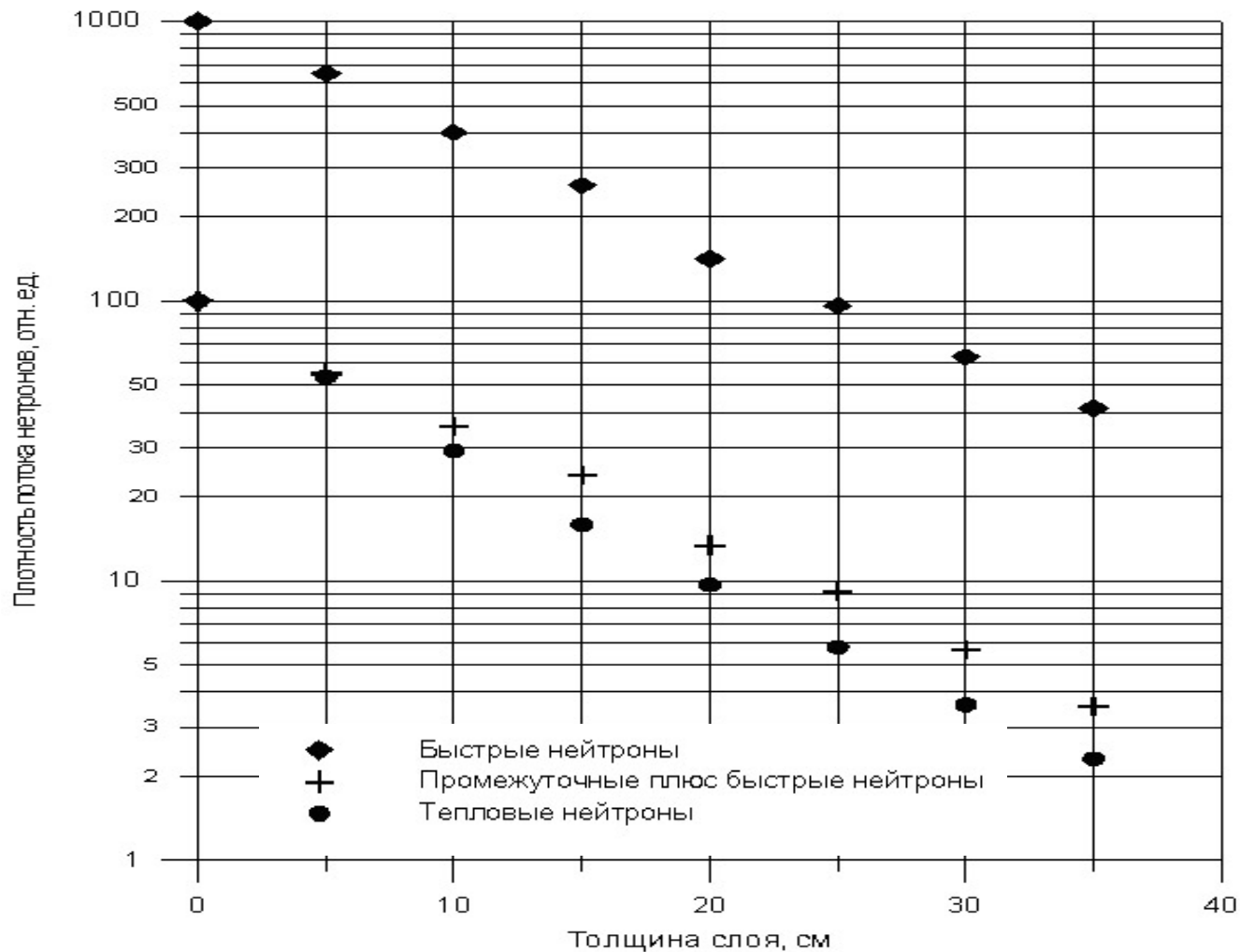


РОСАТОМ

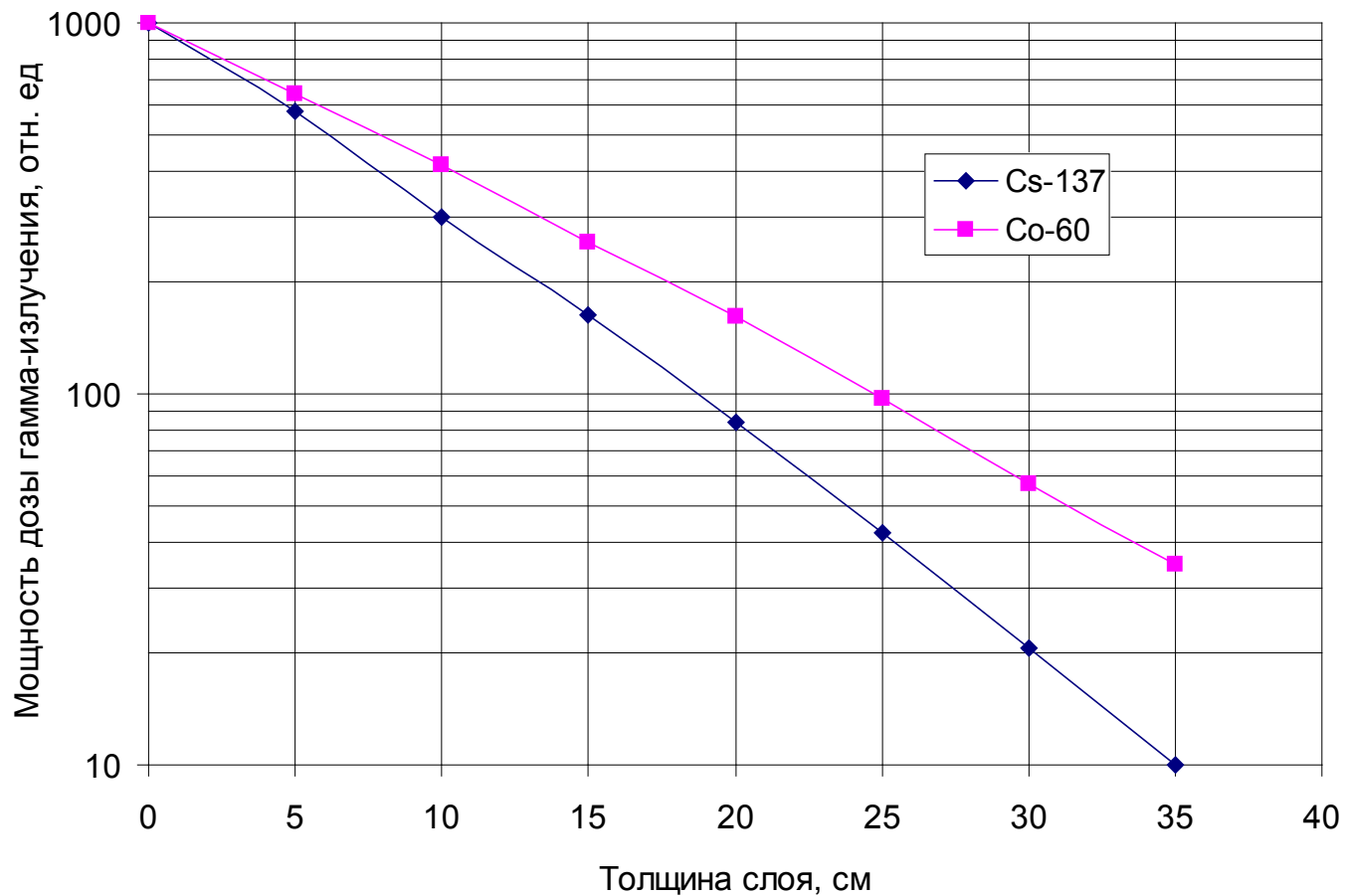
23 сентября 2015 г.

г. Обнинск

Защитные свойства гидроида титана



Защитные свойства гидрида титана



Формы использования гидрида титана в конструкции биологической защиты ЯЭУ



Гидрид титана в форме «кирпичей»



Гидрид титана в форме дроби

Дробь титана гидрированная (ДГТ)

- Высокая эффективная плотность
- Технологичность
- Повышение надежности защиты
- Снижение себестоимости в 2-3 раза

ОАО «ВНИИНМ»
ОАО «ОКБМ Африкантов»
ОАО «НИКИЭТ»
ОАО «СПМБМ «Малахит»

Максимальная плотность $2,5 - 2,6 \text{ г/см}^3$
при использовании фракций $0,2 - 2,5 \text{ мм}$
Содержание H_2 $3,2 - 3,6 \text{ масс.}\%$

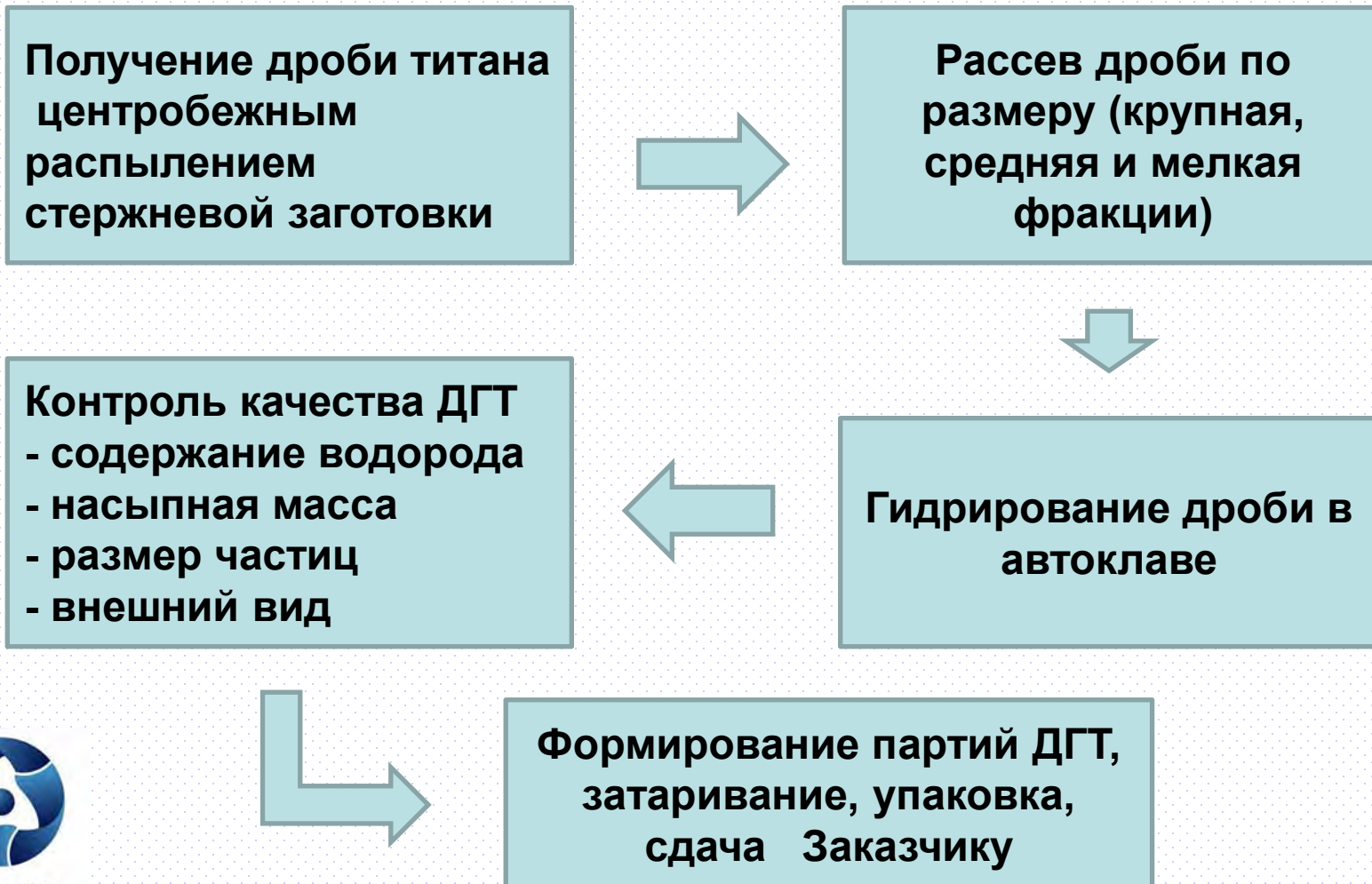
Технические условия **ТУ 162 – 2010**
с литерой **01**



«Ной-Хау»
ОАО «ВНИИНМ»



Технологическая схема изготовления дробы титана гидрированной (ДГТ)

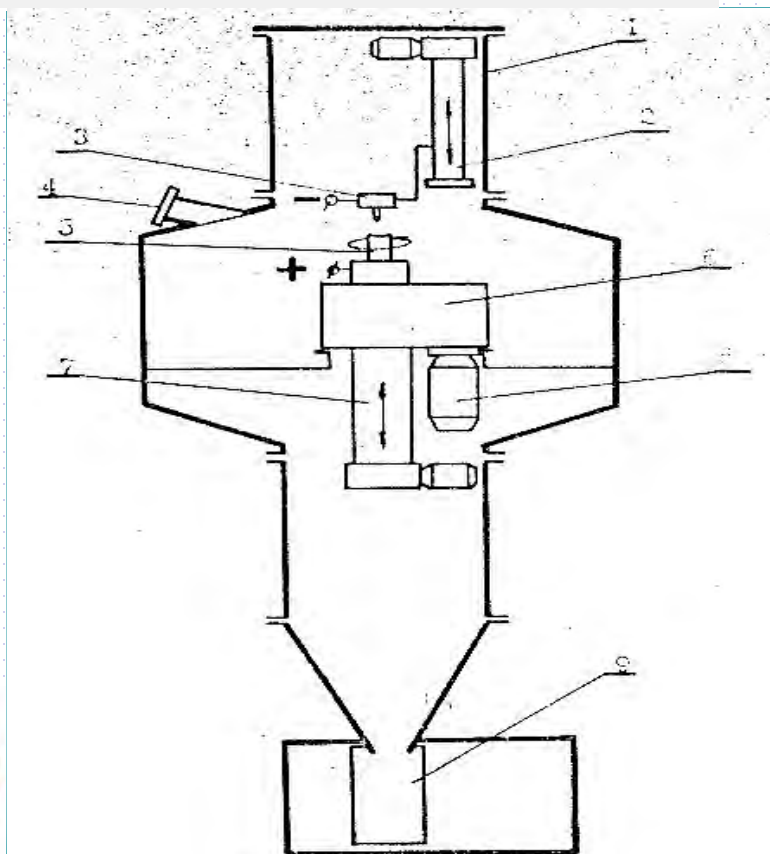


Установки центробежного распыления

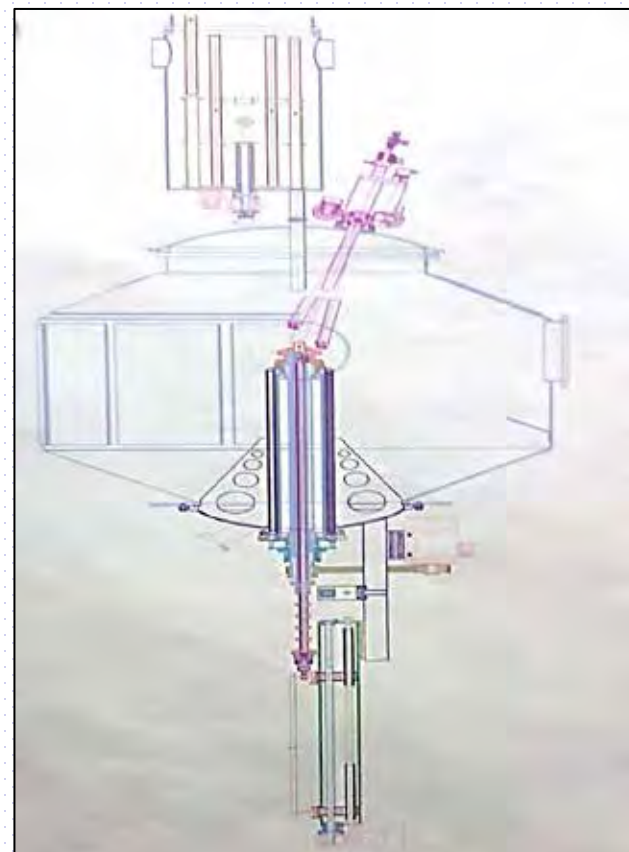


Схема установки центробежного распыления

До модернизации



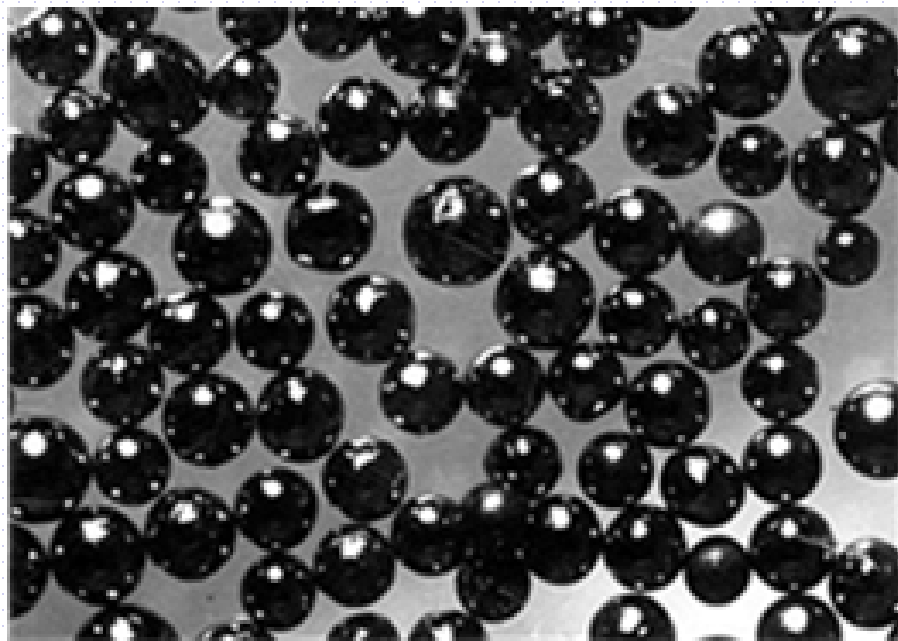
После модернизации



Установки автоклавного гидрирования



Дробь гидрида титана (ДГТ)

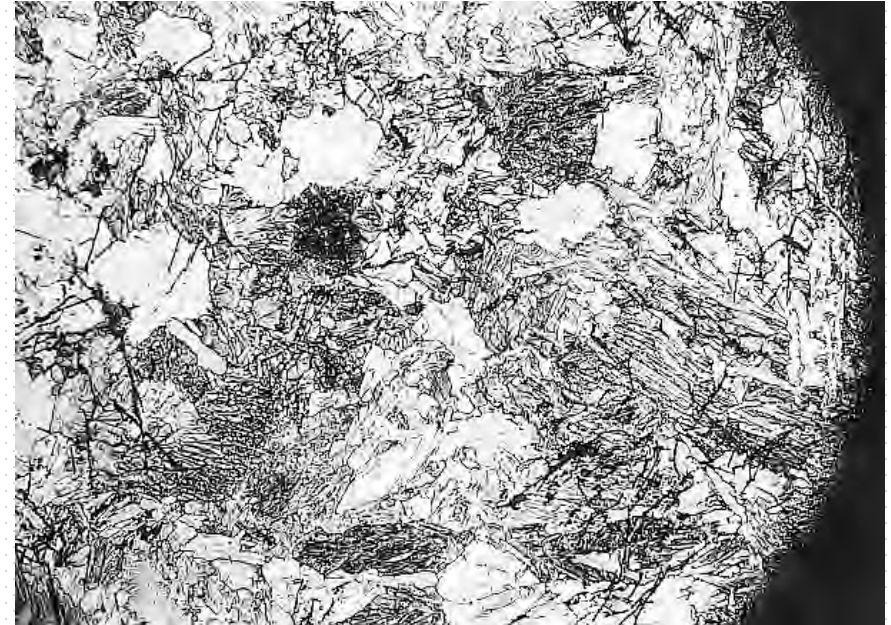


Микроструктура гранул ДГТ



x50

гранулы 0,4 мм

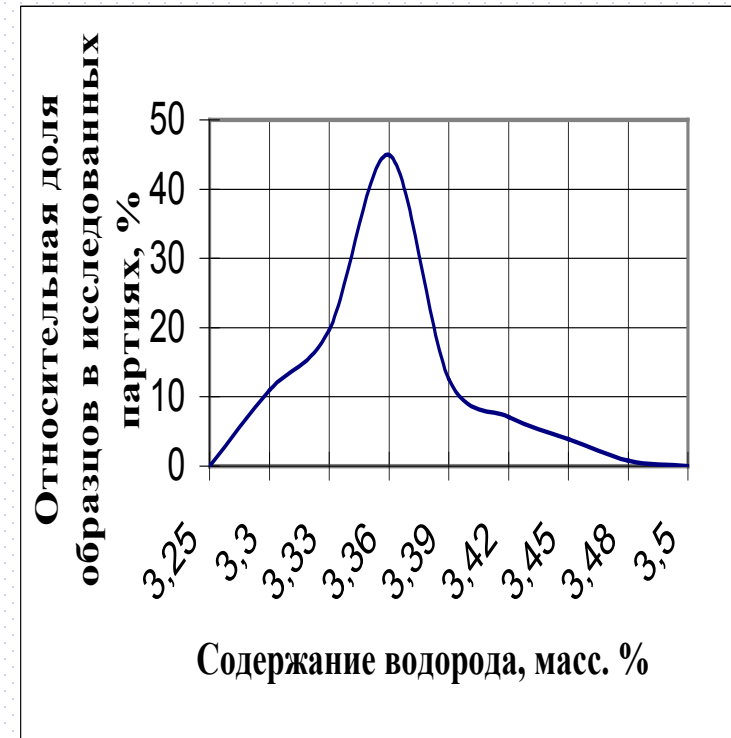


x80

гранулы 2,0 мм

Дробь гидрида титана (ДГТ) плотность и содержание водорода

материал	Пикнометрическая плотность	Рентгенографическая плотность
Исходная дробь титана	$\frac{4,41 - 4,49}{4,45}$	4,50
ДГТ - 1	$\frac{3,74 - 3,84}{3,77}$	3,84
ДГТ - 2	$\frac{3,77 - 3,82}{3,79}$	3,82





ВЫВОДЫ

1. Разработан и поставлен на промышленное производство новый материал биологической защиты ядерных энергетических установок – дробь титана гидрированная (ДГТ).
2. Разработана и согласована с заинтересованными предприятиями и организациями техническая документация, необходимая для постановки продукции на серийное производство по ГОСТ РВ 15.108-2003: технические условия ТУ 162-2010 с литерой «О₁», технологические инструкции, регламенты, методики контроля качества, маршрутные карты и т.д.
3. Введено в эксплуатацию технологического оборудования для обеспечения требуемой производительности и необходимого качества продукции.
4. Выпущена промышленная партия ДГТ, поставленная Заказчику для сборки комплекта биозащиты ЯЭУ.

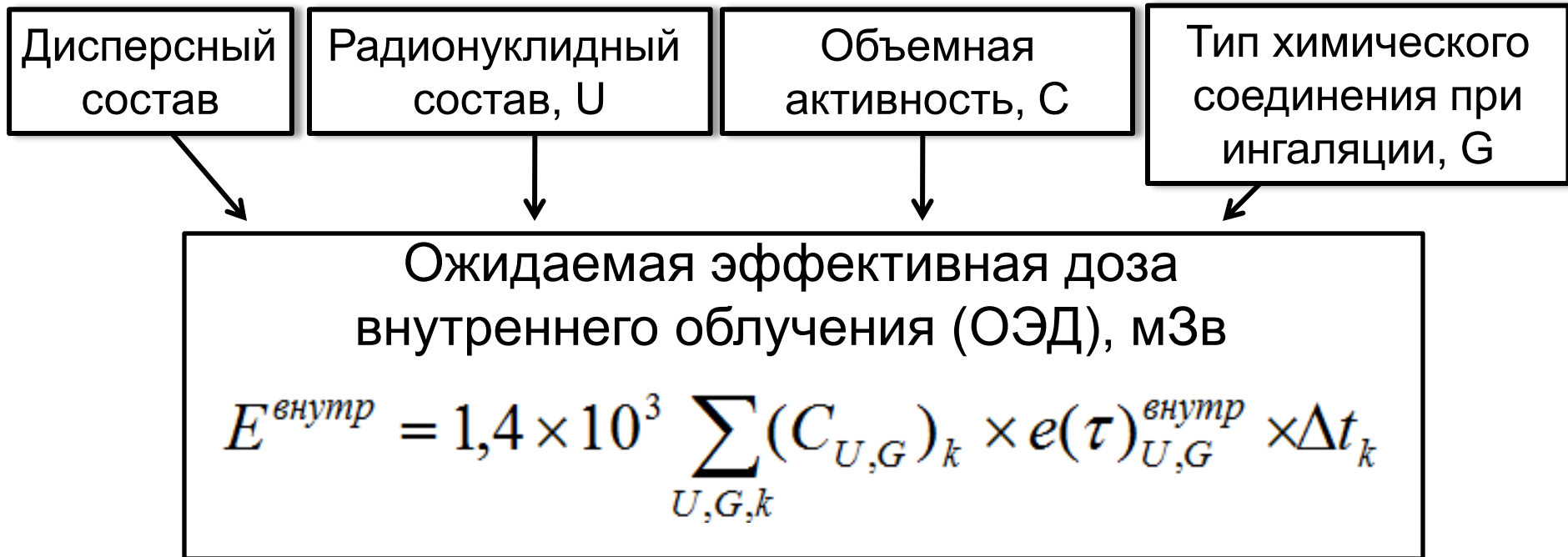


Карев А.Е., Цовьянов А.Г., Шинкарев С.М.
ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России

**Применение соглашения о вдыхаемой, торакальной
и респирабельной фракциях аэрозолей
(ГОСТ Р ИСО 7708:2006)
для стационарного и индивидуального контроля
объемной активности на предприятиях
атомной отрасли**



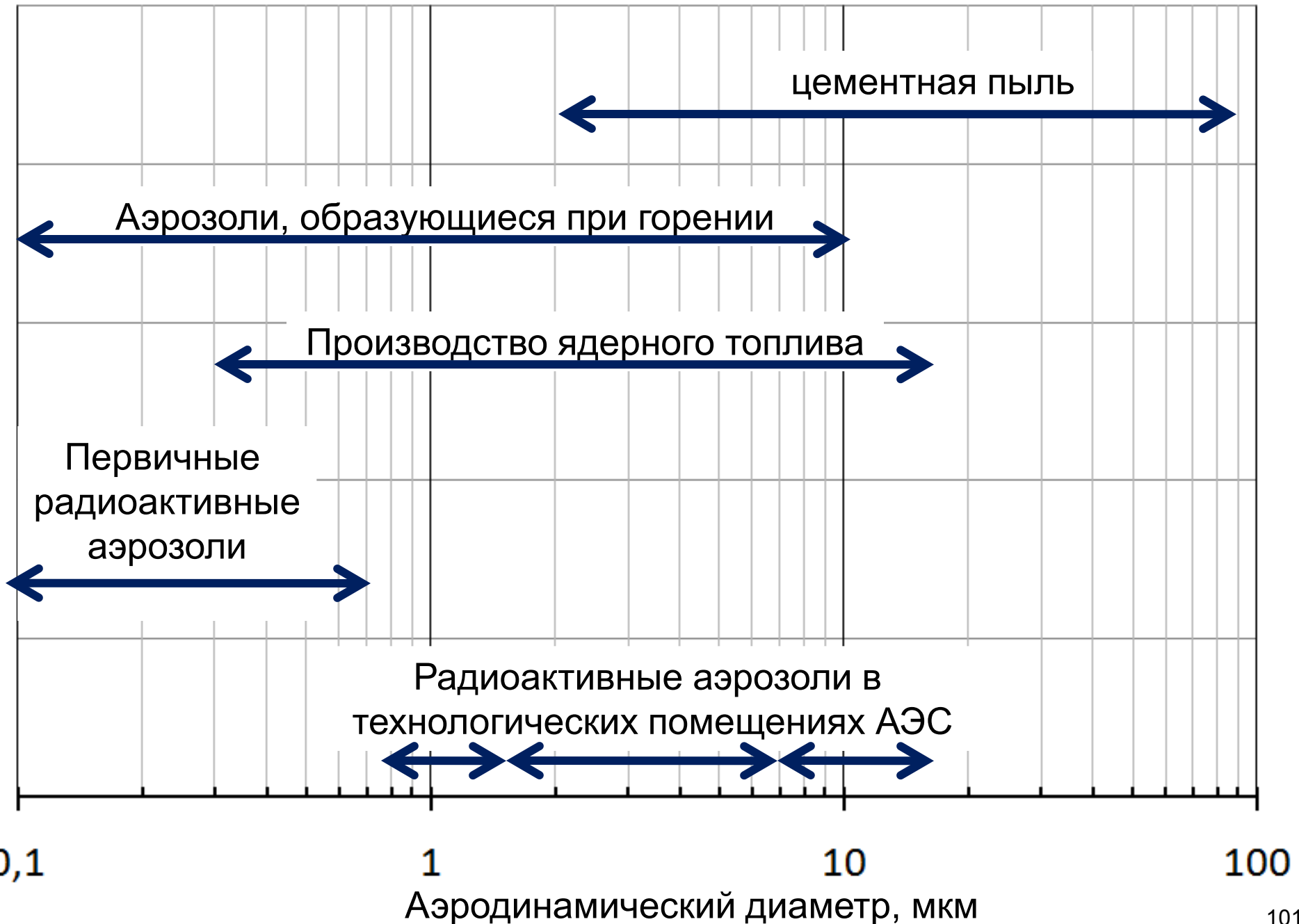
Характеристики аэрозолей, определяющие ожидаемую эффективную дозу при ингаляционном поступлении радиоактивных аэрозолей



где: Δt_k — длительность выполнения k -ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней объемной активности $(C_{U,G})_k$ соединения типа G радионуклида U непосредственно в зоне дыхания при выполнении этой операции, Бк/м³;

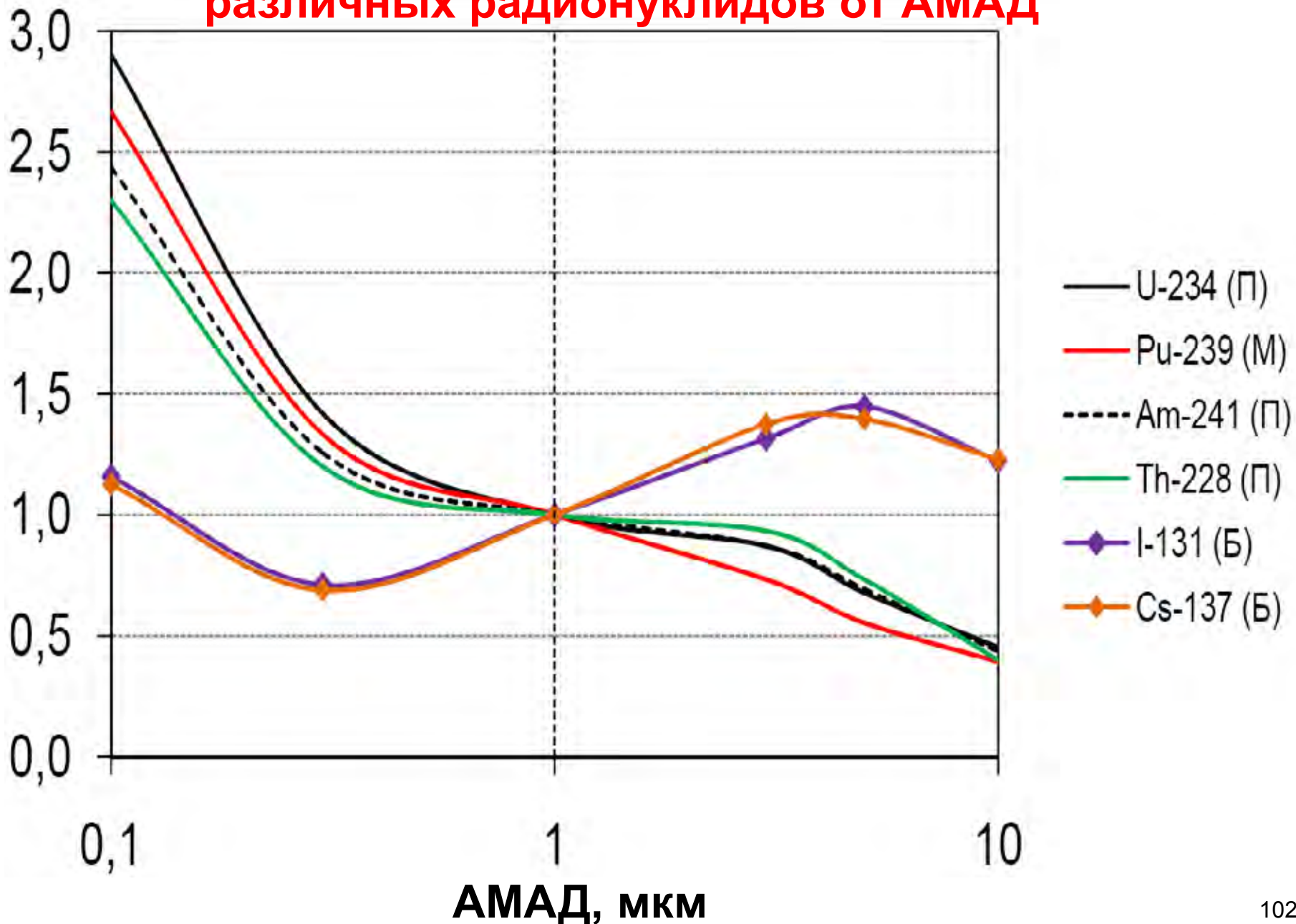
$e(\tau)_{U,G}^{\text{внутр}}$ — ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения на единичное поступление соединения радионуклида U, которое при ингаляции следует отнести к типу G (дозовый коэффициент), Зв/Бк;

Диапазоны размеров различных аэрозолей



Зависимость величины дозового коэффициента различных радионуклидов от АМАД

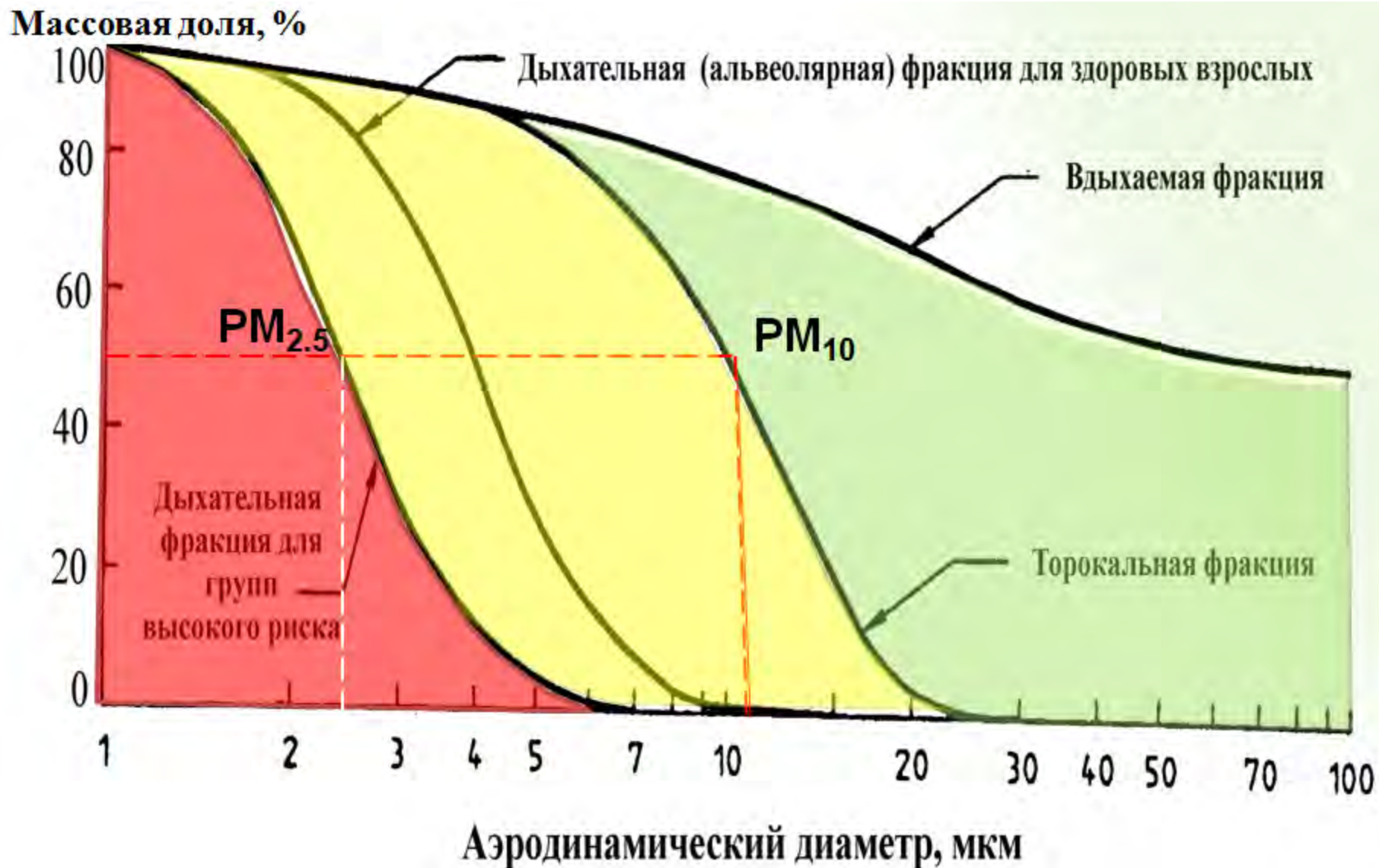
Относительный дозовый коэф.



Для определения АМАД требуется:

- дорогостоящий многокаскадный импактор
- сложная методика расчета АМАД
- статистическая обработка серии измерений
- высококвалифицированный персонал

Соглашения о вдыхаемой, торакальной и дыхательной фракциях по стандарту ГОСТ Р ИСО 7708:2006



Зарубежные импакторы для контроля фракций PM10, PM2.5



IMPACT Sampler (SKC, USA)



Personal
Environmental
Monitor

Характеристики фракций аэрозольных частиц для мониторинга объемной активности радиоактивных аэрозолей с учетом требований ГОСТ Р ИСО 7708-2006

Условное обозначение	Диапазон аэродинамических диаметров, мкм	Приписываемый дозовый коэффициент для АМАД, мкм	Описание
$ГД_{10-2,5}$	10 – 2,5	5	торакальная фракция без учета респирабельной
$ГД_{2,5-0,6}$	2,5 – 0,6	1	респирабельная фракция без учета ультрадисперсных аэрозолей
$ГД_{0,6}$	менее 0,6	0,3	ультрадисперсная доля респирабельной фракции

Расчет ОЭД

$$E = D_x \cdot I = (\delta_1 e_1 + \delta_2 e_2 + \delta_3 e_3) \cdot I$$

Где:

D_x – дозовый коэффициент, рассчитываемый в соответствии с предлагаемым подходом

e_1 – дозовый коэффициент для АМАД 5 мкм

e_2 – дозовый коэффициент для АМАД 1 мкм

e_3 – дозовый коэффициент для с АМАД 0,3 мкм

δ_1 – доля объемной активности фракции $\Gamma_{Д_{10-2,5}}$

δ_2 – доля объемной активности фракции $\Gamma_{Д_{2,5-0,6}}$

δ_3 – доля объемной активности фракции $\Gamma_{Д_{0,6}}$

I – ингаляционное поступление, Бк

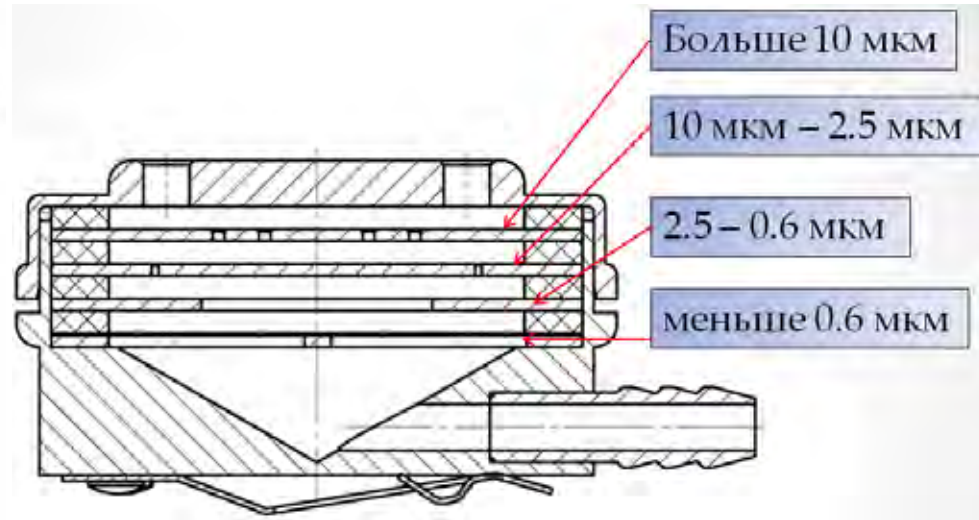
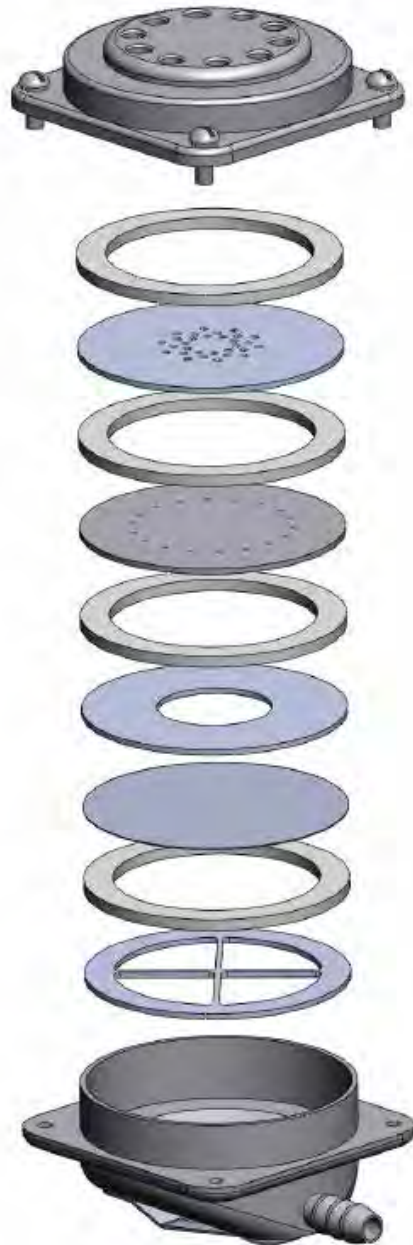
Значения дозового коэффициента, рассчитанные в соответствии с предлагаемым подходом и их отклонения от значений дозового коэффициента, приведенных в базе данных МКРЗ

Нуклид	Тип	Дозовый коэффициент, Зв/Бк								
		АМАД = 3 мкм			АМАД = 5 мкм			АМАД = 10 мкм		
		Предл. подход	ICRP	Δ, %	Предл. подход	ICRP	Δ, %	Предл. подход	ICRP	Δ, %
²³⁹ Pu	П	4,0E-05	4,1E-05	-4%	3,6E-05	3,2E-05	14%	3,4E-05	2,0E-05	70%
²³⁵ U	Б	5,6E-07	6,3E-07	-12%	5,7E-07	6,0E-07	-5%	5,9E-07	5,0E-07	18%
²³⁴ U	Б	6,0E-07	6,7E-07	-11%	6,1E-07	6,4E-07	-4%	6,3E-07	5,4E-07	16%
²³⁸ U	Б	5,4E-07	6,1E-07	-12%	5,5E-07	5,8E-07	-5%	5,7E-07	4,8E-07	18%
²⁴¹ Am	П	3,3E-05	3,4E-05	-3%	3,1E-05	2,7E-05	13%	2,9E-05	1,7E-05	68%
⁹⁰ Sr	Б	2,7E-08	3,1E-08	-13%	2,8E-08	3,0E-08	-6%	2,9E-08	2,6E-08	12%
¹³¹ I	Б	9,3E-09	1,0E-08	-7%	1,0E-08	1,1E-08	-9%	1,1E-08	9,3E-09	14%
¹³⁷ Cs	Б	5,8E-09	6,6E-09	-13%	6,1E-09	6,7E-09	-9%	6,5E-09	5,9E-09	9%

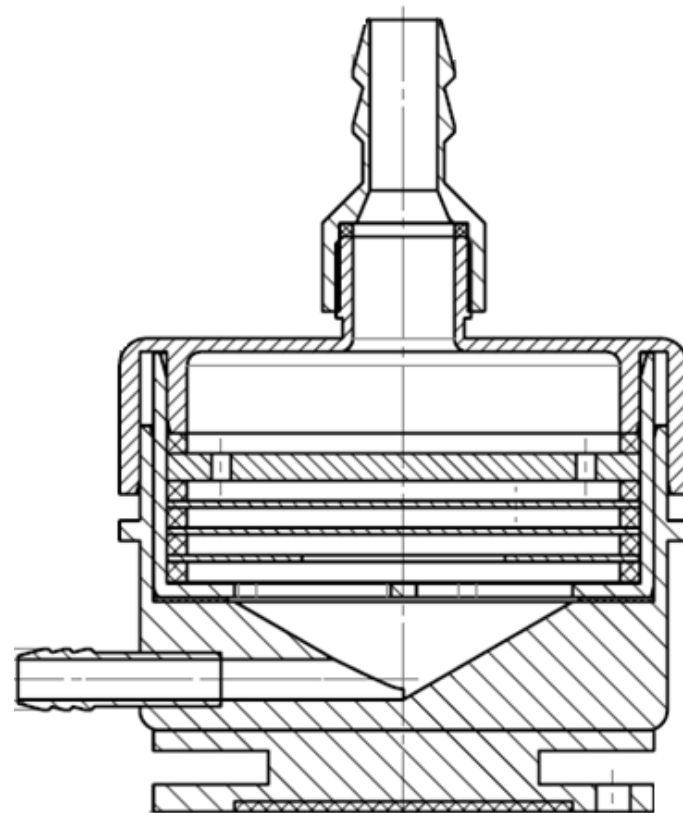
**Значения дозового коэффициента из НРБ-99/2009 (для 1 мкм)
и их отклонения от значений дозового коэффициента,
приведенных в базе данных МКРЗ**

Нуклид	Тип	Дозовый коэффициент, Зв/Бк								
		АМАД = 3 мкм			АМАД = 5 мкм			АМАД = 10 мкм		
		НРБ	ICRP	Δ, %	НРБ	ICRP	Δ, %	НРБ	ICRP	Δ, %
²³⁹ Pu	П	4,7E-05	4,1E-05	15%	4,7E-05	3,2E-05	47%	4,7E-05	2,0E-05	140%
²³⁵ U	Б	5,1E-07	6,3E-07	-19%	5,1E-07	6,0E-07	-15%	5,1E-07	5,0E-07	2%
²³⁴ U	Б	5,5E-07	6,7E-07	-18%	5,5E-07	6,4E-07	-14%	5,5E-07	5,4E-07	2%
²³⁸ U	Б	4,9E-07	6,1E-07	-20%	4,9E-07	5,8E-07	-16%	4,9E-07	4,8E-07	2%
²⁴¹ Am	П	3,9E-05	3,4E-05	15%	3,9E-05	2,7E-05	44%	3,9E-05	1,7E-05	130%
⁹⁰ Sr	Б	2,4E-08	3,1E-08	-23%	2,4E-08	3,0E-08	-20%	2,4E-08	2,6E-08	-8%
¹³¹ I	Б	7,6E-09	1,0E-08	-24%	7,6E-09	1,1E-08	-31%	7,6E-09	9,3E-09	-18%
¹³⁷ Cs	Б	4,8E-09	6,6E-09	-27%	4,8E-09	6,7E-09	-28%	4,8E-09	5,9E-09	-19%

Индивидуальный импактор ИРАМ-2-4И



Стационарный импактор ИРАМ-4-4К



Заключение

1. Предложен новый подход к контролю объемной активности на предприятиях отрасли в соответствии с ГОСТ Р 7708-2006
2. Подход включает в себя контроль объемной активности трех размерных фракций аэрозольных частиц, которым приписываются дозовые коэффициенты для значений АМАД 5 мкм, 1 мкм и 0,3 мкм соответственно.
3. Не требуется расчет параметров логнормального распределения (АМАД и β_g), дозовый коэффициент рассчитывается как среднее взвешенное трех дозовых коэффициентов.
4. Позволяет снизить неоправданную консервативность при оценке ОЭД внутреннего облучения до 2 раз.

Карев А.Е.¹, Шинкарев С.М.¹, Цовьянов А.Г.¹, Фертман Д.Е.²

¹ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России

²ОАО «СНИИП» ГК Росатом

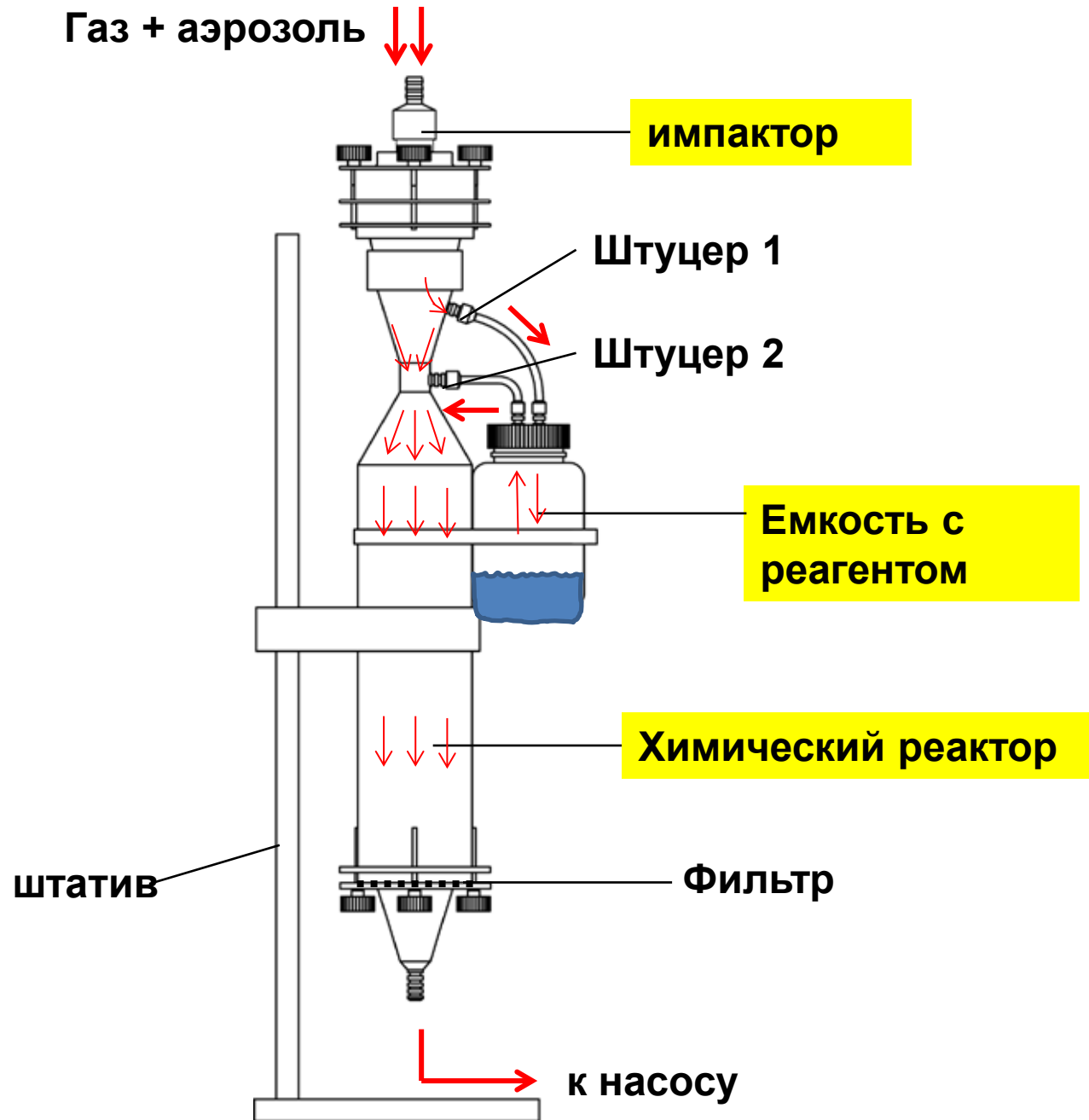
**Инновационный подход к решению задач
практической дозиметрии сложных радиоактивных
газо-аэрозольных смесей (СОРГАС) в контексте
аварийного реагирования**

Предлагаемый метод включает в себя:

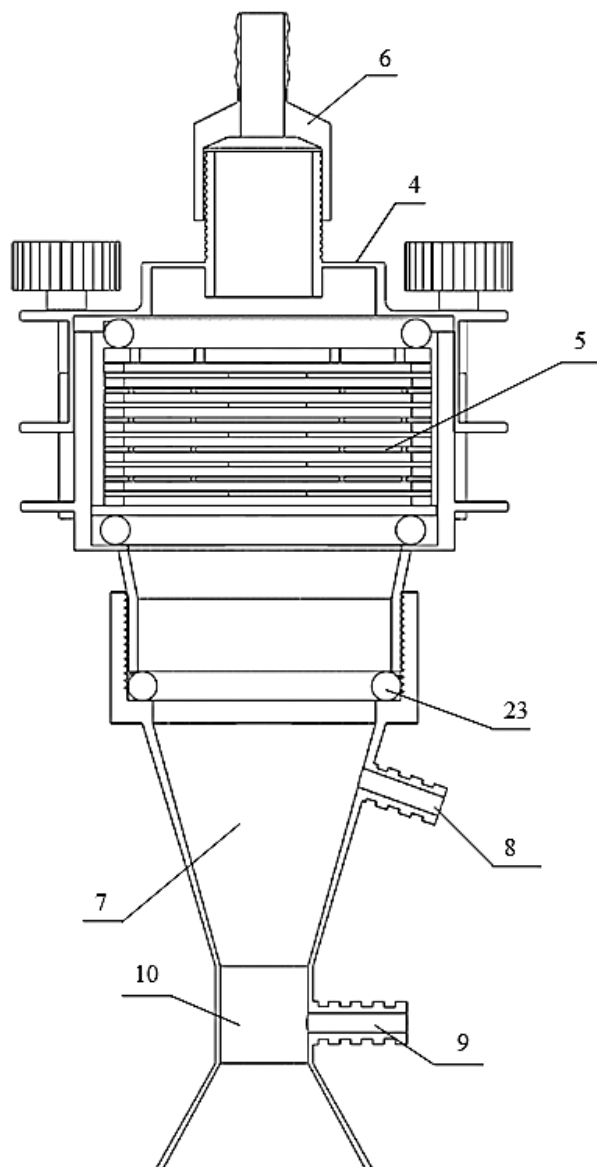
- 1) Отделение аэрозольной фракции от газовой инерционным осаждением на каскадных элементах импактора;
- 2) Химическое преобразование газовой составляющей аэродисперсной системы в дисперсную фазу путем ввода паров реагента в газовый поток;
- 3) Осаждение полученных частиц на фильтр.

Схема устройства для реализации метода

Газ + аэрозоль ↓↓



Конструкция устройства



соединение импактора с верхней конической частью реактора

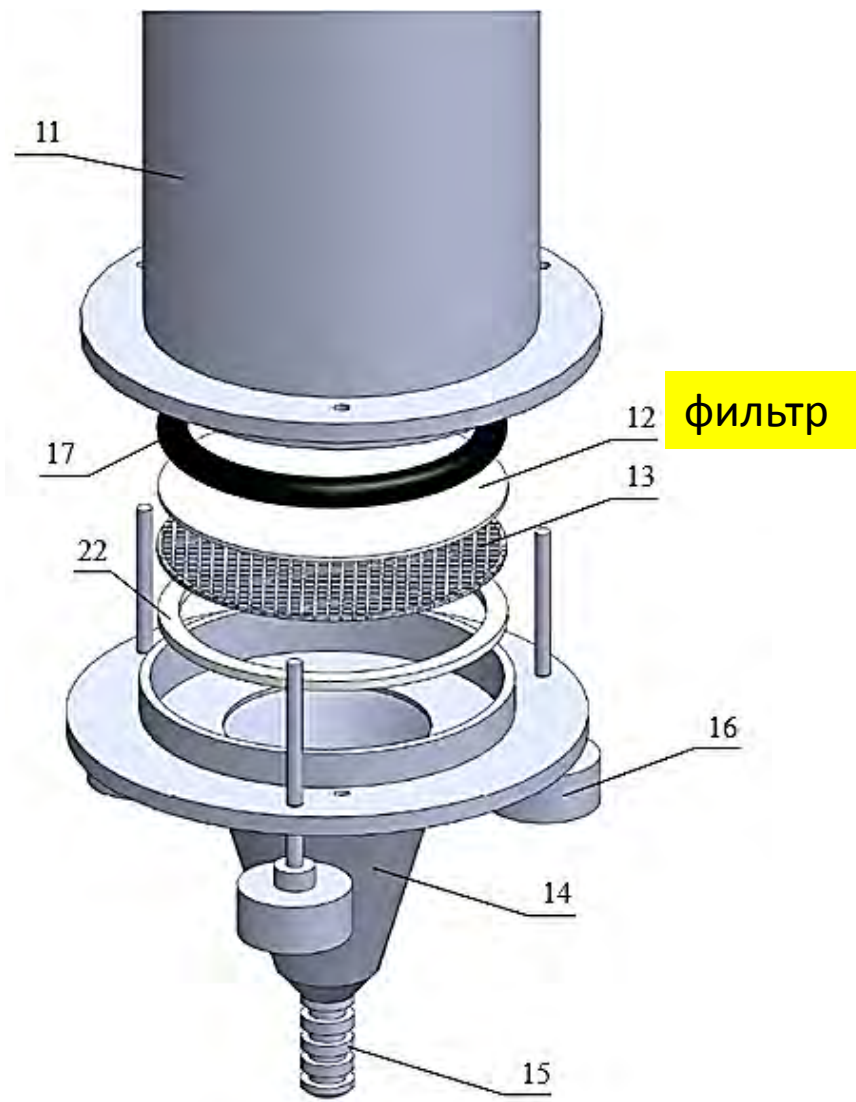


Схема компоновки нижней части реактора

Подбор реагента

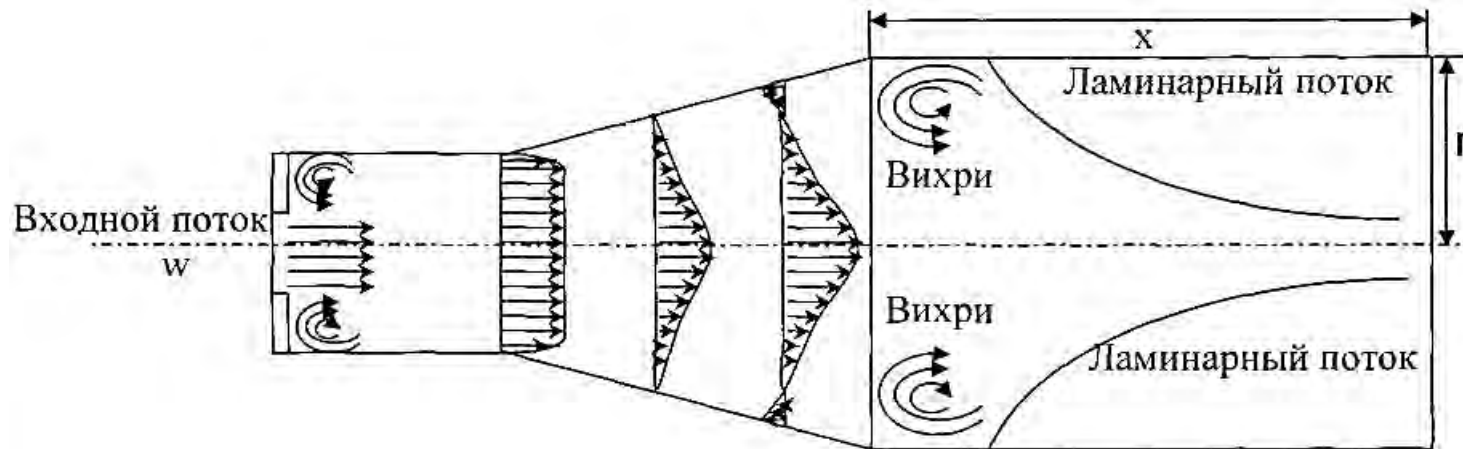
1. Смесь летучих и аэрозольных окислов рутения - этанол



(газ)

(аэрозоль)

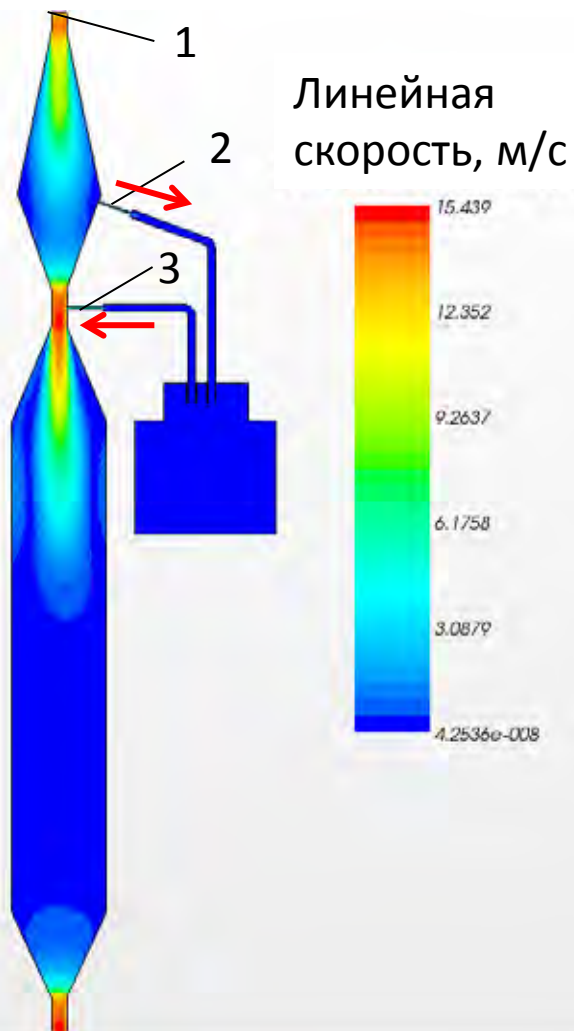
Схема образования вихрей в реакционной камере



Параметры реакционной камеры

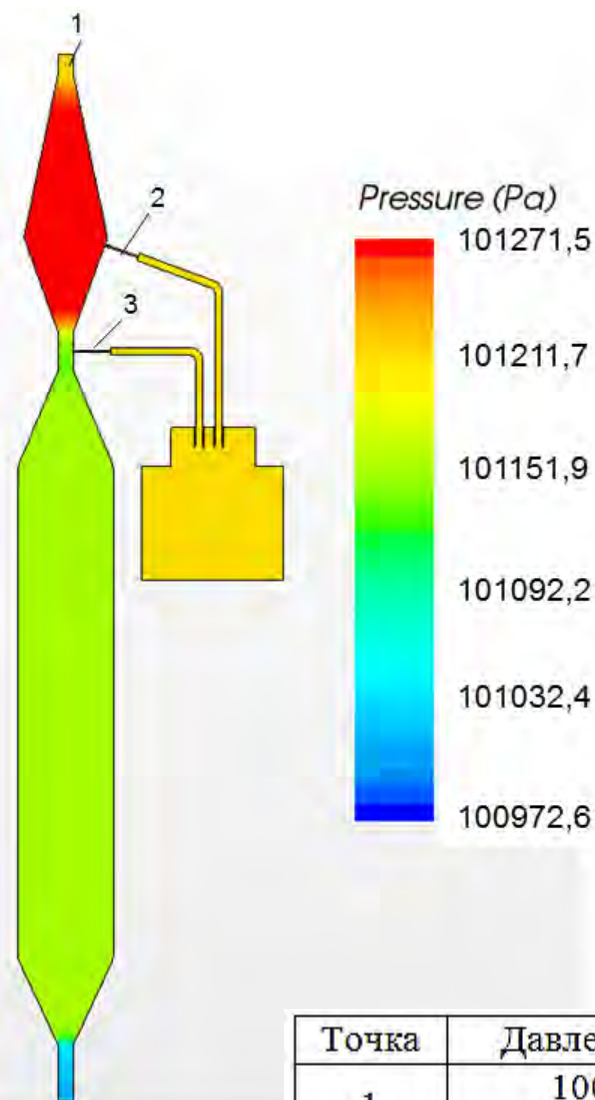
Параметр	Значение
Длина реакционной камеры	26 см
Радиус входа в реакционную камеру	0,8 см
Радиус трубок для подачи реагента	0,4 см
Внутренний радиус реакционной камеры	3,5 см
Объемный расход	20 л/мин

Поле скоростей в устройстве



1	3	1/3	расход, л/мин
8,40E-05	1,70E-07	124	20
1,26E-04	2,98E-07	106	30
6,03E-05	5,98E-07	101	40
2,11E-04	5,73E-07	91,9	50

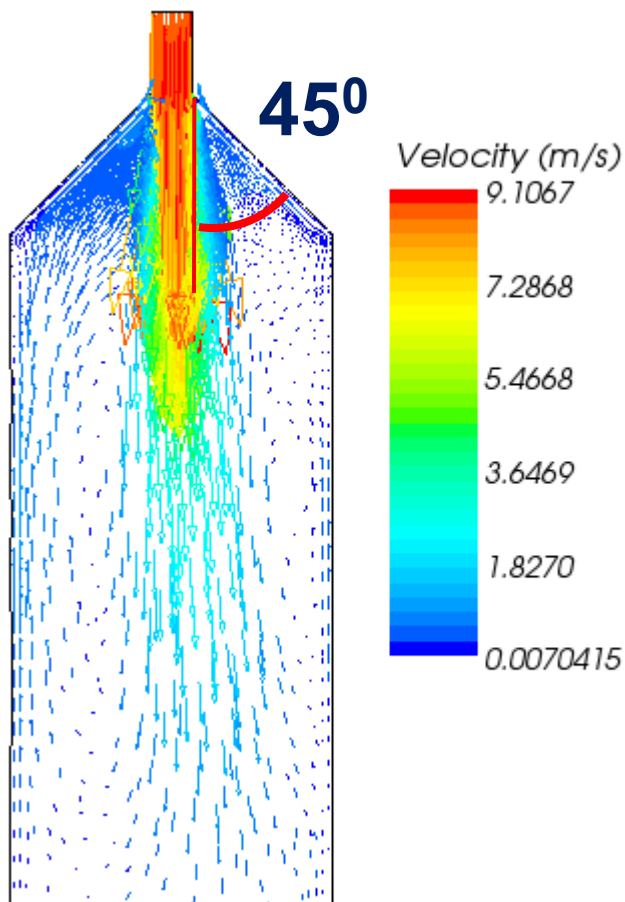
Поле давления



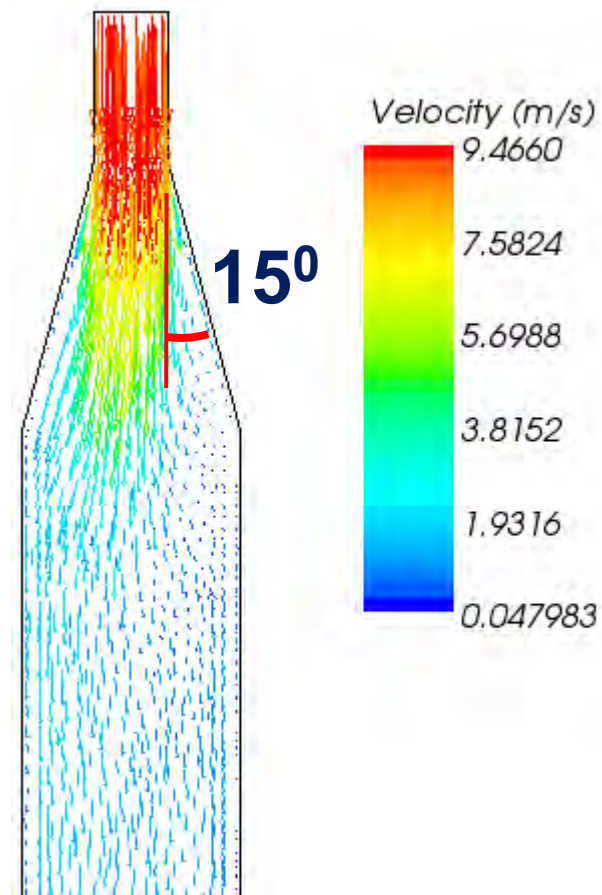
Точка	Давление, Па
1	100351
2	100441
3	99995

Минимизация осаждения аэрозолей на внутренних стенках реактора

*достигается за счет уменьшения вероятности возникновения вихрей
и организации ламинарного потока в реакторе*



Образуются вихри

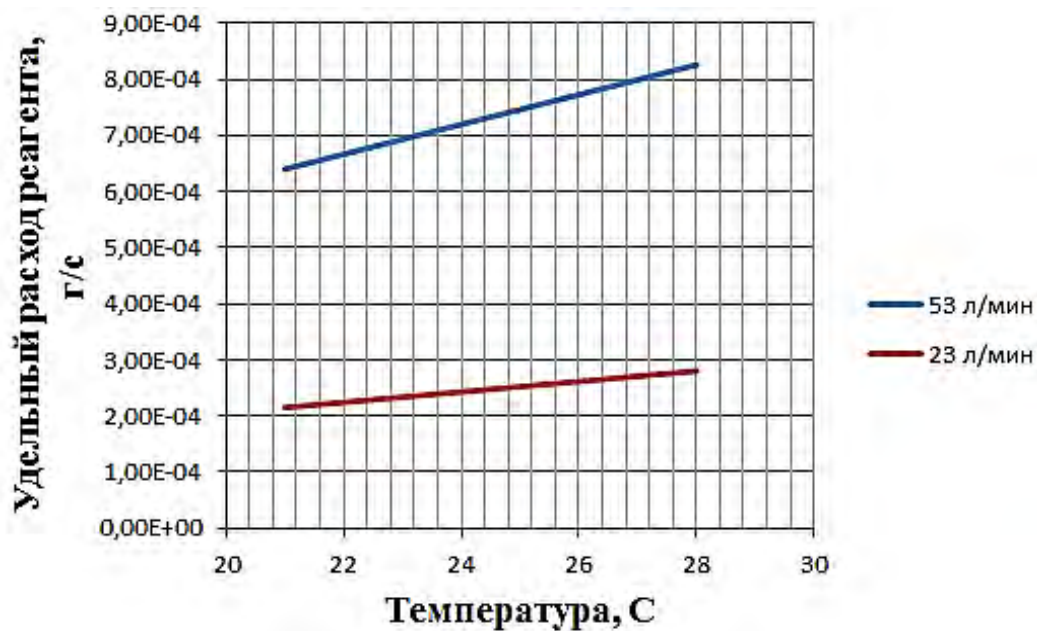
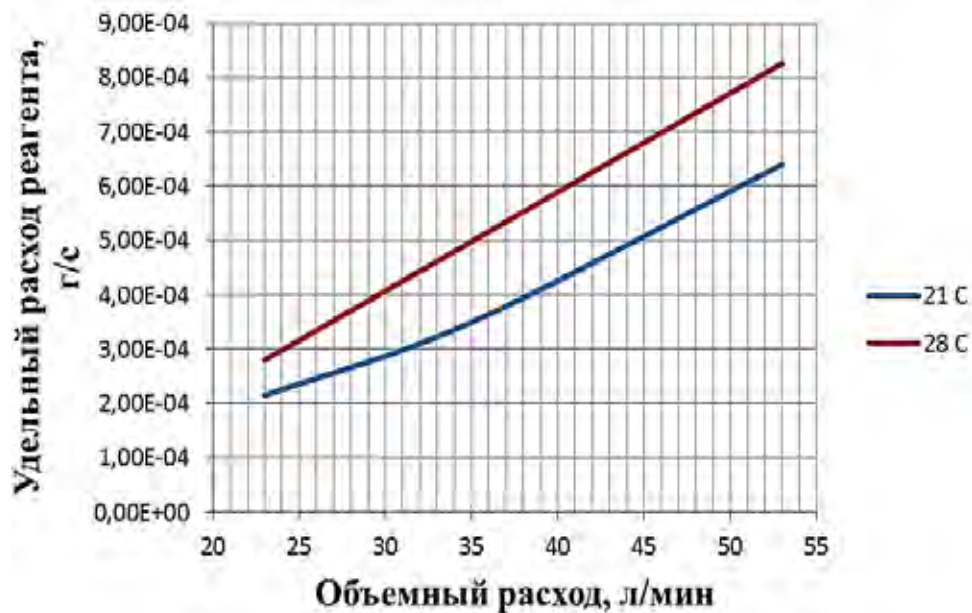


Вихри не образуются

Исследование зависимости скорости расхода реагента от различных параметров



Общий вид устройства



Заключение

- Разработаны метод и устройство для отдельного анализа фазового и дисперсного состава газо-аэрозольных смесей и экспериментального определения объемной активности: аэрозольной составляющей с учетом фактического распределения активности аэрозольных частиц по отделам дыхательного тракта и газовой составляющей, путем ее преобразования в аэрозольную фазу.
- Установлено, что в качестве реагента для преобразования газовой фракции газо-аэрозольных смесей, содержащих рутений в аэрозольную фракцию может быть применен этанол;
- Получен патент RU 2480730 от 27.04.2013
- Устройство может быть использовано на объектах атомной промышленности для оперативного контроля радиоактивного загрязнения воздушной среды.



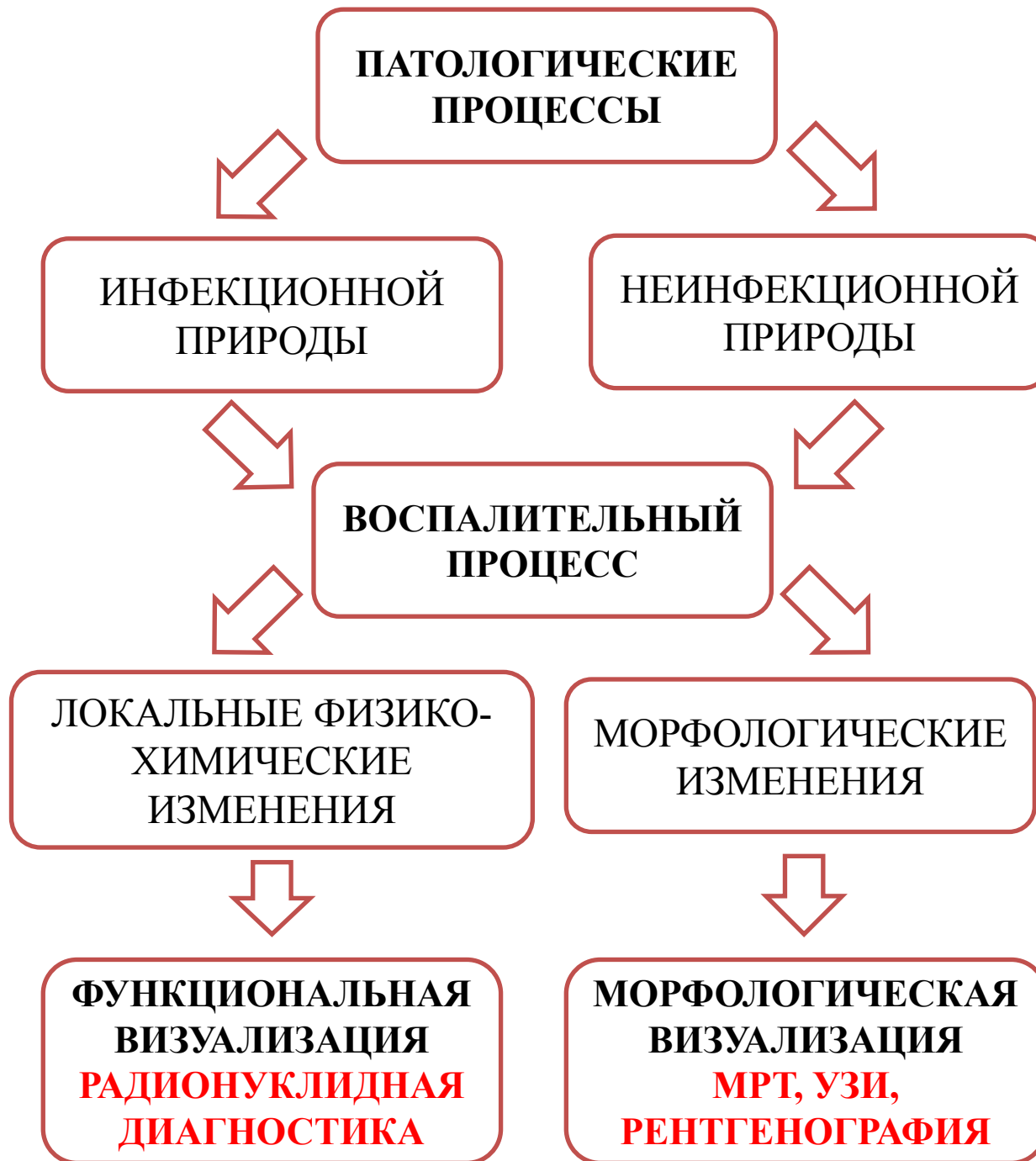
X Юбилейная Российская научная конференция
Радиационная защита и радиационная
безопасность в ядерных технологиях

ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ РАДИОФАРМАЦЕВТИЧЕСКОГО ПРЕПАРАТА ^{68}Ga -ЦИТРАТ ДЛЯ ПЭТ-ВИЗУАЛИЗАЦИИ ВОСПАЛЕНИЙ



Лунёв А.С., Клементьева О.Е., Кодина Г.Е., Лысенко Н.П.

Обнинск, 2015 г.



РАДИОНУКЛИДНАЯ ДИАГНОСТИКА

– лучевое исследование, основанное на использовании радиомеченных соединений с последующим анализом их аномального распределения в организме



ЭМИССИОННАЯ ТОМОГРАФИЯ (ЭТ)

– область биологии и медицины, моделирования и физики, связанная с получением изображений с помощью регистрации ионизирующего излучения



Однофотонная ЭТ
 γ -излучение



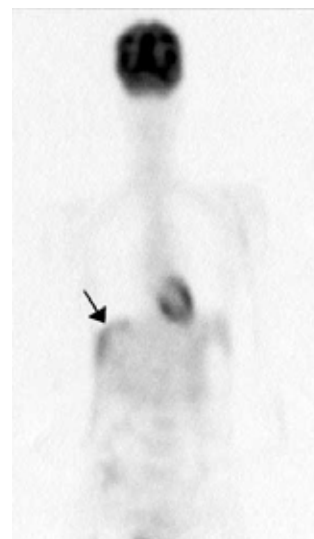
Позитронная ЭТ
 β^+ -излучение



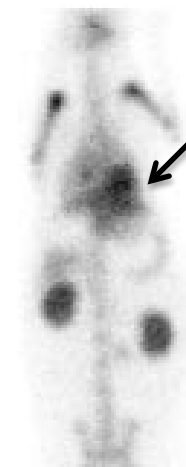
^{111}In -меченные
лейкоциты



$^{99\text{m}}\text{Tc}$ -меченные
лейкоциты



^{18}F -фтордезоксиглюкоза



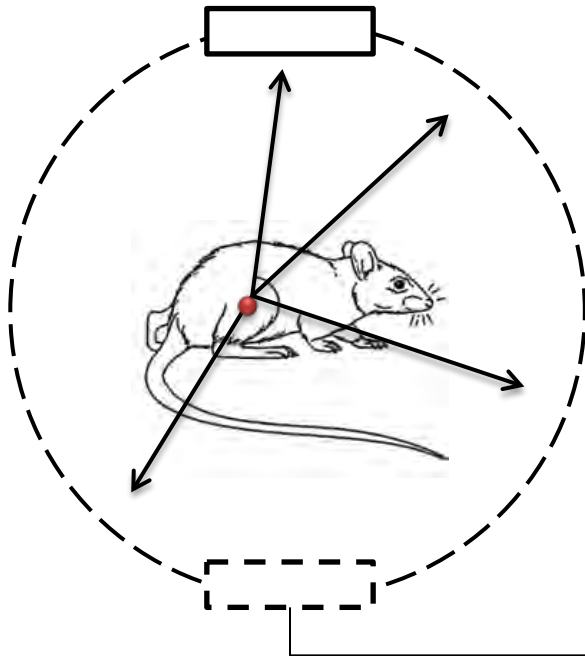
^{67}Ga -цитрат

^{67}Ga -цитрат – γ -излучатель

$T_{1/2} = 78,28$ час

- Уже более 40 лет в клинической практике
- Относительно дешевый
- Простое приготовление

ОДНОФОТОННАЯ ЭМИССИОННАЯ ТОМОГРАФИЯ



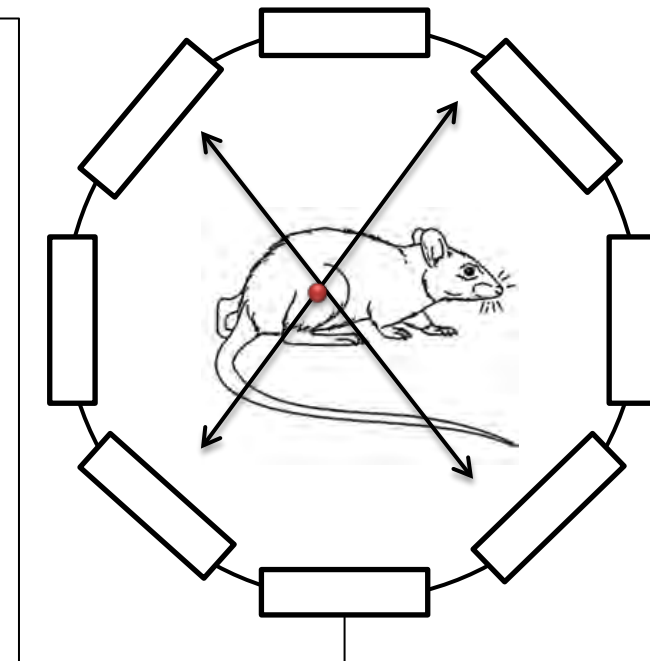
биоэквивалентный

^{68}Ga -цитрат – β^+ -излучатель

$T_{1/2} = 1,13$ час

- Новый и перспективный
- Генераторный способ получения радионуклида

ПОЗИТРОННАЯ ЭМИССИОННАЯ ТОМОГРАФИЯ





Применение РФП сопряжено с риском развития ряда осложнений,

**НАПРЯМУЮ СВЯЗАННЫХ С ИОНИЗИРУЮЩИМ
ИЗЛУЧЕНИЕМ,**

**поэтому в процессе разработки и биологических испытаний новых
диагностических и терапевтических РФП в первую очередь
необходимы сведения о создаваемых ими**

ПОГЛОЩЕННЫХ ДОЗАХ

в органах и тканях, патологическом очаге и во всем организме.

ЭТО ВАЖНО С ТОЧКИ ЗРЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ РФП

Цель:



Рассчитать значения поглощенных доз, формируемых в органах и тканях, для оценки безопасности при применении перспективного ^{68}Ga -цитрата для визуализации воспалительных процессов

Задачи и алгоритм расчета:

1. Получить и проанализировать результаты биораспределения¹;
2. Экстраполировать² результаты фармакокинетики в организме крыс на фантом стандартного человека³;
3. Рассчитать кумулятивную активность⁴ и дозовые факторы для изотопа;
4. Рассчитать значения поглощенных доз⁵;
5. Провести анализ полученных результатов.



1. Методом прямой радиометрии на гамма-счетчике Wizard 2480 (PerkinElmer/Wallac);
2. Математическим методом, предложенным Kirschner A. et al., 1975;
3. Фантом описан под руководством MIRDO (Segars J.P., Snyder W., 2001);
4. По формуле, определенной Комитетом по дозиметрии (Committee Medical Internal Radiation Dose, MIRDO);
5. С использованием программы OLINDA/EXM 1.0 (программа-приемник знаменитой MIRDOSE 3.0).

Методы исследования

1. Радиохимические

- Получение изотопа галлия ^{68}Ga (генераторный способ) и синтез РФП
- Синтез ^{68}Ga -цитрата

2. Физические

- Регистрация излучения методом прямой радиометрии (автоматический гамма-счетчик Wizard 2480, Perkin Elmer)

3. Биологические

- В/в* введение препарата в хвостовую вену крысы
- Последующие биологические манипуляции с животными

3. Математические

- Аппроксимация методом Рунге-Кутты для построения экспоненциальной функции накопления-выведения препарата
- Экстраполяция данных биораспределения на человека
- Интегрирование полученных функций
- Расчет поглощенных доз методом статистических испытаний Монте-Карло
- Статистическая обработка данных

* в/в – внутривенно

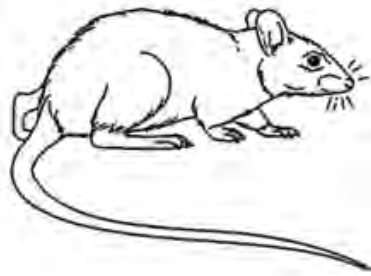
Материалы исследования

Объектом исследования являлись крысы, которые были разбиты на 5 контрольных групп (по временным точкам) для отбора проб органов и тканей после декапитации через определенный интервал времени

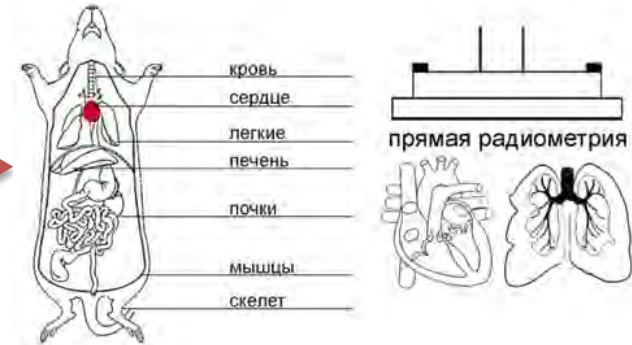
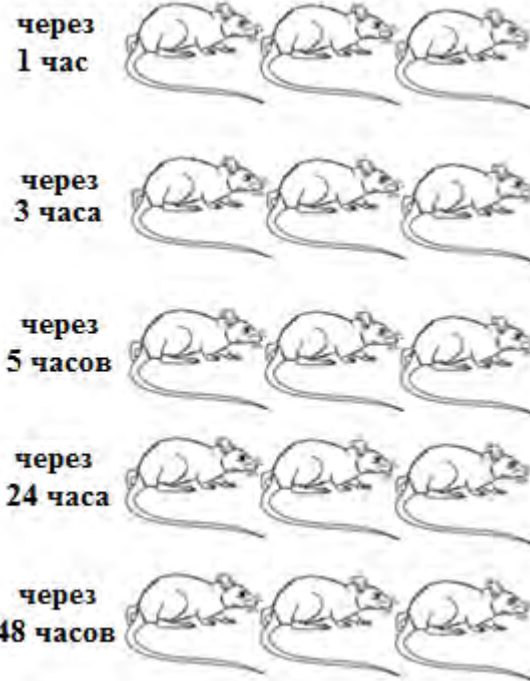
Материалом исследования являлся исследуемый РФП ^{68}Ga -цитрат (20 МБк/мл)

Умерщвление методом декапитации

110 штук
нелинейных крыс



$m = 181,9 \pm 16,1 \text{ г}$



после инъекции ^{68}Ga -цитрата

* Для 24 ч и 48 ч была проведена аппроксимация значений для ^{68}Ga -цитрата с ^{67}Ga -цитрата

Экстраполяция результатов фармакокинетики в организме крыс на фантом стандартного человека



Методы экстраполяции:

1. Аллометрическое масштабирование*;



2. Массовый эквивалентный перенос**;

$$\left(\frac{\%ID}{organ} \right)_{human} = \left[\left(\frac{\%ID}{g\ organ} \right)_{animal} \times m(TB)_{animal} \right] \times \left(\frac{m_{organ}}{m(TB)} \right)_{human}$$

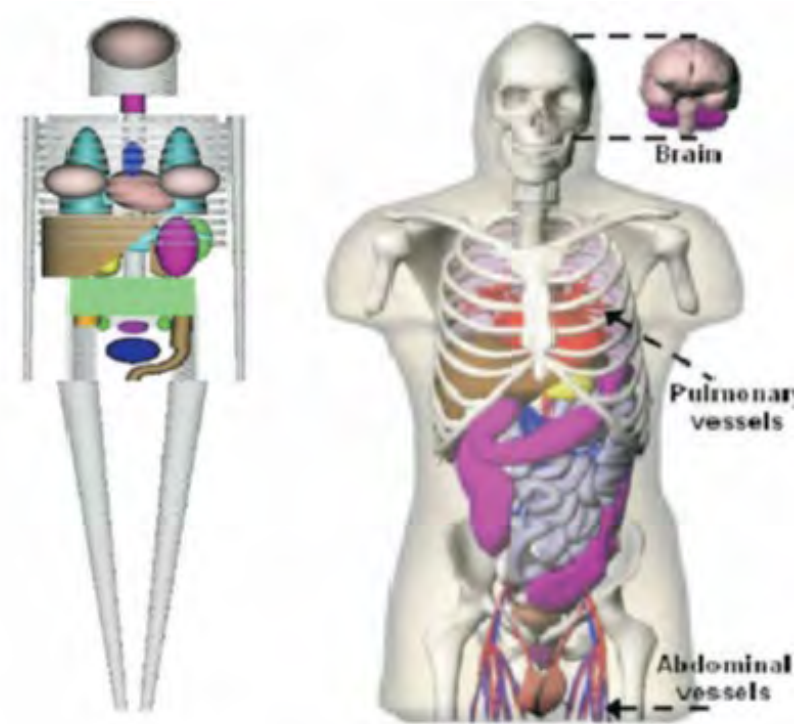
* Adolph EF. (1991) Quantitative relations in the physiological constitutions of mammals. Science 109: 579-585;

** Kirschner A, Ice R, Beierwaltes W. Radiation dosimetry of ¹³¹I-19-iodocholesterol: the pitfalls of using tissue concentration data, the author's reply // Journal of Nuclear Medicine. – 1975. – V.16(3). – P.248-249.

Формирование данных для MIRD-фантома человека

Условия для расчета поглощенных доз:

1. Используется фантом **взрослого мужчины**;
2. Радиофармпрепарат **распределяется** внутри органов **равномерно**;
3. Опорожнение мочевого пузыря происходит **одинаковыми порциями** через **одинаковые промежутки времени**;
4. Патологический очаг имеет форму сферы;
5. Нет определенного минимального количества органов для расчета доз – чем их больше, тем точнее результаты.



Сравнение исторического фантома человека 1967 г. Christy Eckerman (слева) и реалистичного MIRD-фантома человека (справа), используемого в настоящее время

Алгоритм расчета поглощенных доз

для любого тела

$$D = \frac{E}{m}$$

УЧИТЫВАЯ

мощность дозы
время облучения
биораспределение
плотность ионизации

для биологических систем

$$D = \frac{E}{m} \cdot \int_0^{\infty} F(t) dt \cdot \sum_j d_{ji}$$

SINM SOCIETY OF NUCLEAR MEDICINE *

$$D = A_0 \cdot \tau \cdot S \Rightarrow \frac{D}{A_0} = \tau \cdot S$$

ICRP **
 $ED = D \cdot W_R$

$$\tau = \int_0^{\infty} A \cdot e^{-at} dt = \frac{A}{a}$$

зависит
от индивидуального
биораспределения

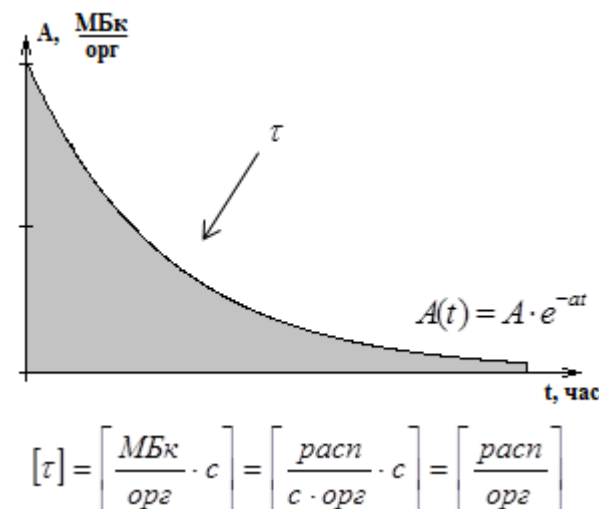
$\rightarrow N$

$$S = \frac{E}{m} \cdot \sum_j d_{ji}$$

зависит
от введенного
радионуклида

$\rightarrow DF$

$$D = N \cdot DF$$



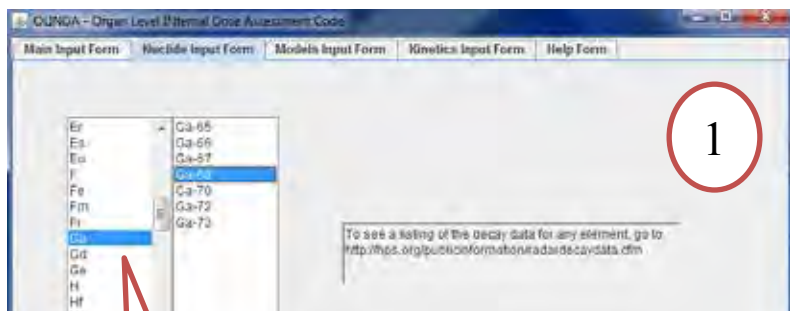
Резидентное время τ (число распадов в органе i) – площадь, ограниченная графиком биораспределения РФП в органе и осью абсцисс.

* Medical Internal Radiation Dose by Society of Nuclear Medicine

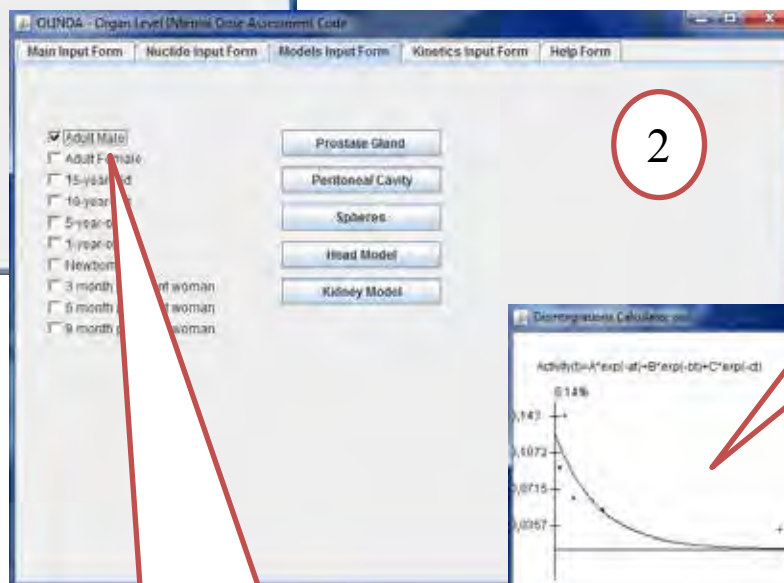
** International Commission on Radiological Protection

*** Stabin M.J. и Siegel J.A. (Stabin M.G. and Siegel J.A., 2003; Stabin M.J., 2005)

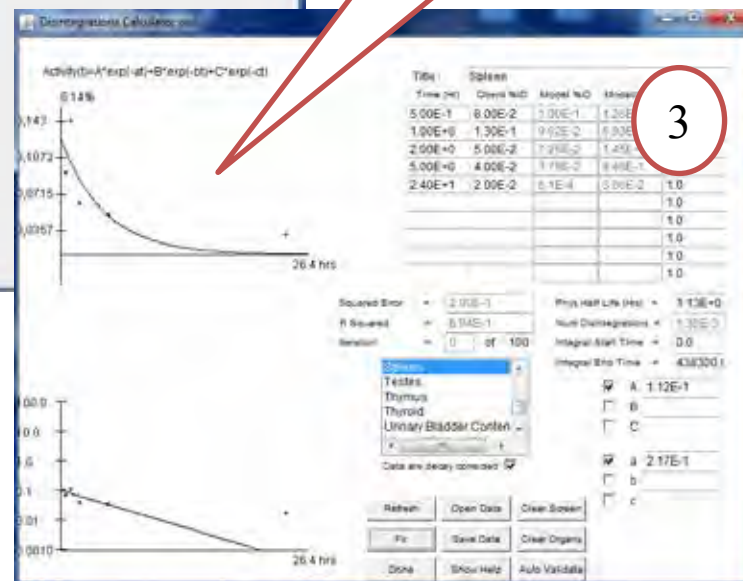
Расчет поглощенных доз в программе OLINDA/EXM 1.0



Выбор радионуклида и его изотопа



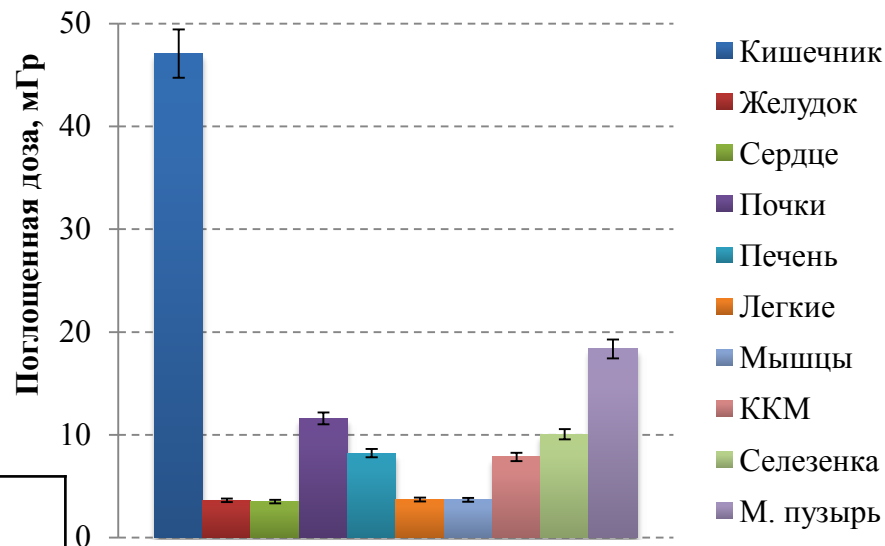
Выбор современного MIRD-фантома (по умолчанию взрослый мужчина)



Математическое моделирование и расчет накопления кумулятивной активности для каждого органа

Результаты расчета прогнозных значений поглощенных доз

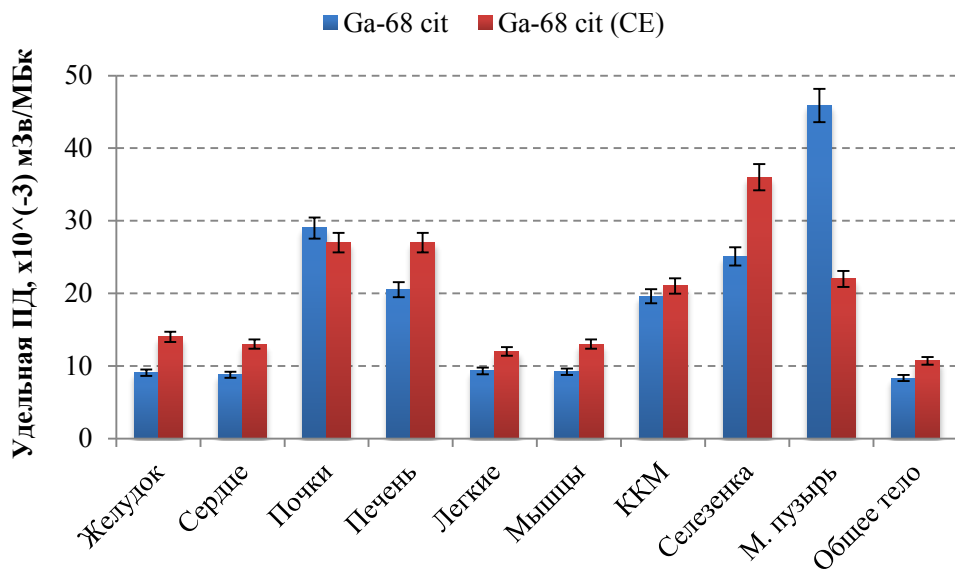
Наиболее видимые поглощенные дозы регистрируются в м. пузыре с его **интенсивным выведением** и **кишечнике** в силу **близкого** расположения к органам мочевого выделения



Орган/ткань	Удельная поглощенная доза, 10 ⁻³ мГр/МБк			Поглощенная доза*, мГр
	Бета, β ⁺	Гамма, γ	Общее $\sum(\beta^+ + \gamma)$	
Кишечник	92,9±10,2	24,8±2,7	117,7±12,9	47,1±5,2
Стенка желудка	5,2±0,8	3,8±0,6	9,1±1,3	3,6±0,5
Стенка сердца	5,1±0,7	3,7±0,5	8,8±1,3	3,5±0,5
Почки	18,4±4,9	10,6±2,9	28,9±7,8	11,6±3,1
Печень	10,1±2,2	10,4±2,2	20,5±4,4	8,2±1,8
Легкие	5,7±1,0	3,6±0,6	9,3±1,7	3,7±0,7
Мышцы	5,8±0,9	3,4±0,6	9,2±1,6	3,7±0,6
Красный костный мозг	3,3±0,6	16,3±2,8	19,6±3,4	7,8±1,4
Селезенка	14,0±2,7	11,2±2,1	25,2±4,8	10,1±1,9
Стенка м. пузыря	41,0±13,0	4,9±1,6	45,9±14,6	18,4±5,9

В остальных почти всех органах формируются относительно **одинаковые поглощенные дозы** в связи с примерно равным элементарным составом, плотностью, отношением накопленной активности к массе, а также биологическими периодами полувыведения

Сравнение поглощенных доз РФП для диагностики воспалений



Разница между настоящими расчетами и расчетами по ^{68}Ga -цитрату, представленными в сборнике **Radiation Dose Estimates for Radiopharmaceuticals** связана, скорее всего, с:

1. Отличающейся геометрией фантомов CE и реалистичного MIRD-фантома;
2. Погрешностью экстраполяции.

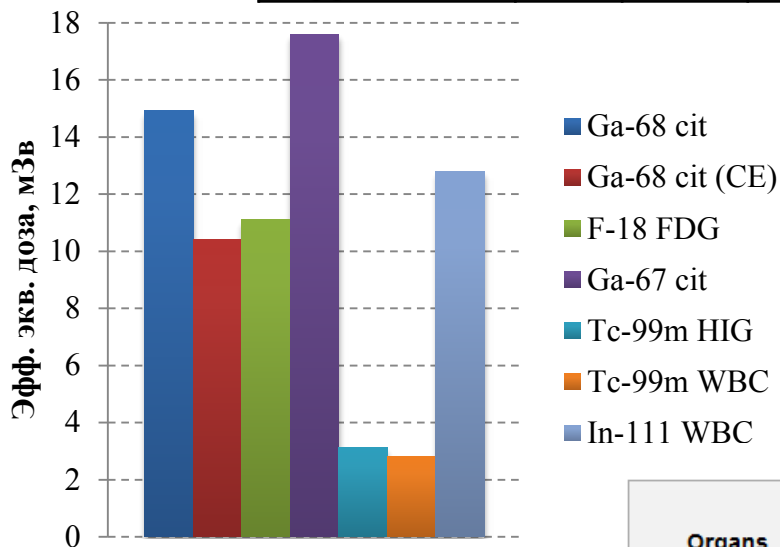
* Stabin M. G. Radiation Dose Estimates for Radiopharmaceuticals / M. G. Stabin, J. B. Stubbs, R. E. Toohey. – Oak Ridge Institute for Science and Education: Division of Industrial and Medical Nuclear Safety, 1996. – 98 p.

** Lyra M. Radiation Dosimetry in infection scintigraphic imaging / M. Lyra, A. Frantzis, G Limouris // Mediterra Publishers. Radiopharmaceuticals for inflammations and infections. – Athens, 2001, p. 117-128.

Орган/ткань	Удельная поглощенная доза, 10^{-3} мГр/МБк						
	^{68}Ga -cit	^{68}Ga -cit*	^{18}F FDG	^{67}Ga -cit	$^{99\text{m}}\text{Tc}$ -HIG	$^{99\text{m}}\text{Tc}$ -WBC	^{111}In -WBC
Кишечник	117	175	44	1270	65	49	440
Стенка желудка	9,06	14	13	69	–	4,2	290
Стенка сердца	8,78	13	60	67	–	3,8	170
Почки	29	27	20	110	53	35	350
Печень	20,5	27	16	110	10	15	900
Легкие	9,3	12	17	61	4	11	160
Мышцы	9,2	13	11	59	-	2,9	100
ККМ	19,6	21	13	120	8	3,5	650
Селезенка	25,1	36	37	140	8	4,2	5900
М. пузырь	45,9	22	190	90	7	22	64

Сравнение эффективных доз РФП для диагностики воспалений

РФП	⁶⁸ Ga-cit	⁶⁸ Ga-cit	¹⁸ FDG	⁶⁷ Ga-cit	^{99m} Tc-HIG	^{99m} Tc-WBC	¹¹¹ In-WBC
Уд. эфф. доза, $\cdot 10^{-3}$ мЗв/МБк	37,3	26	30	110	4,21	14	640
Вв. активность, МБк	400	400	370	160	740	200	20
Эфф. доза, мЗв	14,92	10,4	11,1	17,6	3,12	2,8	12,8



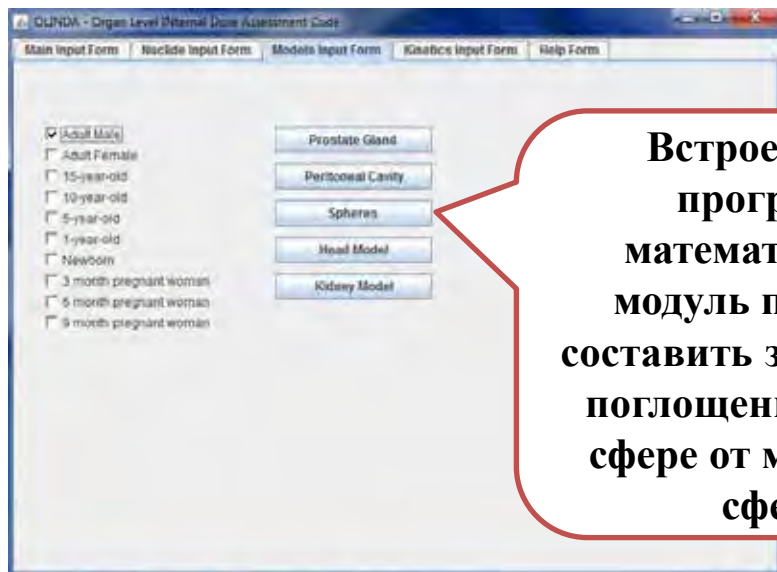
В **MIRDOSE 3.0** использовались взвешенные коэффициенты, представленные в **МКРЗ от 1991 года**. В **OLINDA/EXM 1.0** используются коэффициенты из **МКРЗ от 2008 года**, которые вносят бóльший вклад в формирование эфф. экв. дозы

Weighting factors for different organs

Organs	Tissue weighting factors			Organs	Tissue weighting factors		
	ICRP30(I36)	ICRP60(I3)	ICRP103(I6)		ICRP30(I36)	ICRP60(I3)	ICRP103(I6)
	1979	1991	2008		1979	1991	2008
Gonads	0.25	0.20	0.08	Liver	-	0.05	0.04
Red Bone Marrow	0.12	0.12	0.12	Oesophagus	-	0.05	0.04
Colon	-	0.12	0.12	Thyroid	0.03	0.05	0.04
Lung	0.12	0.12	0.12	Skin	-	0.01	0.01
Stomach	-	0.12	0.12	Bone surface	0.03	0.01	0.01
Breasts	0.15	0.05	0.12	Salivary glands	-	-	0.01
Bladder	-	0.05	0.04	Brain	-	-	0.01
Remainder of body	0.30	0.05	0.12				

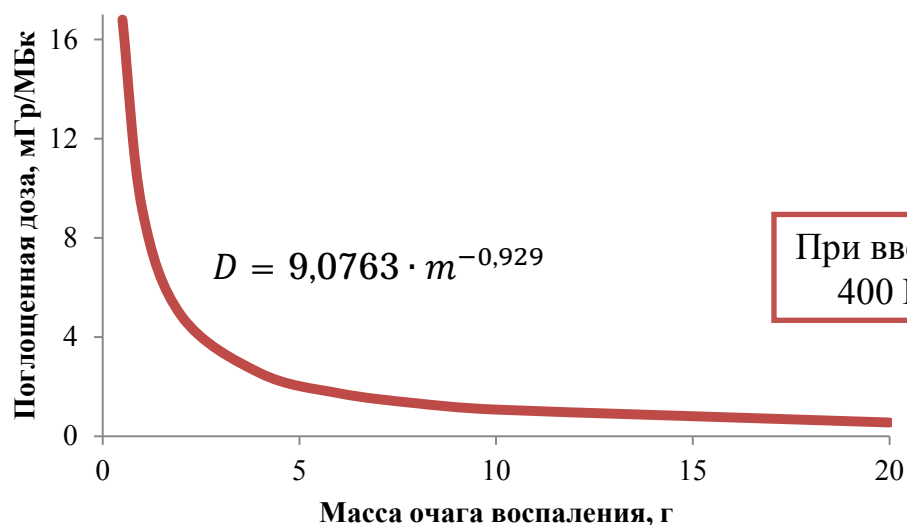
НКДАР ООН: Средняя эффективная эквивалентная доза при проведении диагностических процедур не превышает 25 мЗв

Расчет поглощенной дозы в патологическом очаге



Условия для расчета:

1. Патологический очаг имеет форму сферы;
2. Плотность патологического очага близка к плотности воды;
3. Радиофармпрепарат распределяется внутри очага равномерно.



При введении
400 МБк

При массе патологического очага 1-20 г прогнозируется поглощенная доза **1,95±1,73 Гр**

Выводы



1. Наибольшие поглощенные дозы при рекомендуемой вводимой активности (400 МБк) будут регистрироваться в **кишечнике** (47,08 мГр), **мочевом пузыре** (18,36 мГр) и **почках** (11,59 мГр);
2. В остальных органах и тканях поглощенные дозы прогнозируются величиной **меньше 10 мГр**;
3. Полученные результаты **сравнимы** с расчетами на фантоме Christy Eckerman для ^{68}Ga -цитрата, но **больше**, чем у $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -HIG и $^{99\text{m}}\text{Tc}$ -WBC, и на порядок **меньше**, чем у ^{111}In -WBC и ^{67}Ga -цитрата;
4. Рассчитанная эффективная доза для ^{68}Ga -цитрата **сопоставима** с литературными **данными других РФП** для диагностики воспалений при рекомендуемых вводимых активностях;
5. При массе патологического очага **1-20 г** прогнозируется поглощенная доза **$4,85 \pm 4,31$ мГр/МБк** ($1,95 \pm 1,73$ Гр при введении 400 МБк препарата).

**10-Я ЮБИЛЕЙНАЯ РОССИЙСКАЯ НАУЧНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ
РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В
ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ**

22-25 СЕНТЯБРЯ

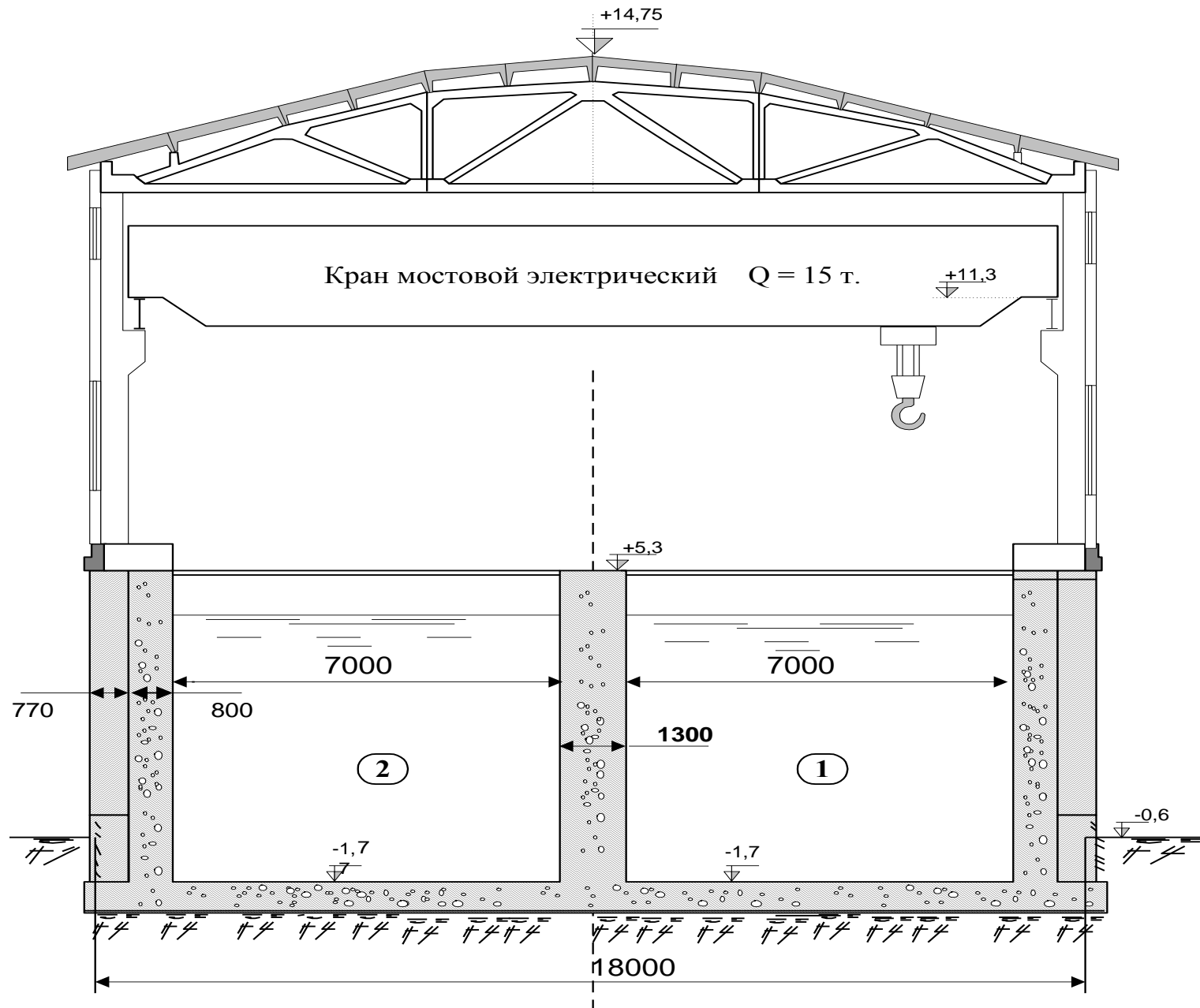
МОСКВА-ОБНИНСК – 2015

**«ОЦЕНКА СОСТОЯНИЯ ЗАЩИТНОГО
ПОКРЫТИЯ И ОБОЛОЧКИ БАССЕЙНОВ
ВЫДЕРЖКИ ЦЕНТРАЛЬНОГО
ХРАНИЛИЩА ОЯТ ИР НИИАР»**

**Маклаков В.В., Неустроев В.С., Табакин Е.М.
АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград**



ОЯТ ИР ГНЦ НИИАР после 3-5-летней выдержки в пристанционных промежуточных хранилищах транспортируются в ЦХ ОЯТ (1971г.) где они хранятся в 2-х бассейнах выдержки (БВ), расположенных на здании 177 до последующего вывоза на перерабатывающее предприятие.



Поперечный разрез здания 177 1, 2 – номера бассейнов

Краткое описание ЦХ

Размер БВ : 7 х 7 х 40,6 м.

Объём воды в каждом БВ около 1700 м³.

Средний уровень заполнения БВ водой 6 м от дна или 1 м от уровня щелевого перекрытия.

На отметке +5,3 м (7 м от дна) все БВ имеют щелевые перекрытия, которые смонтированы на швеллерах, забетонированных одним концом в стены бассейнов. Снаружи стены бассейнов дополнительно облицованы силикатным кирпичом для утепления и дополнительной биологической защиты. БВ 1 и БВ 2 разделены между собой общей бетонной стеной толщиной 1,2 м.

Стены бассейнов облицованы листами стали БстЗсп, толщиной $\delta=3$ мм. Ширина листов-500 мм.

В целом облицовка бассейнов выполнена по проекту 65-9192, разработанному ВНИПИЭТ.

Дно бассейна облицовано сталью БстЗсп, $\delta=3$ мм, полосами шириной 500 мм, общая длина 7000 мм.

Перед нанесением антикоррозионного покрытия вся облицовка бассейнов зачищена пескоструйным методом.

Гнёзда для установки чехла типа I-VI крепились к днищу бассейна и поверхности чехлов уголками, при помощи сварки.

Отклонения от проекта.

Проектом предусмотрено изготовление облицовок бассейнов ЦХ из стали ВстЗкп толщиной $\delta = 3\text{мм}$. В период подготовительных работ выяснилось, что получить от промышленности, указанную в проекте сталь, не представляется возможным. Поэтому было принято решение заменить проектную сталь на имеющуюся в наличии по ГОСТ 501-58, 3680-57 Ис БстЗсп толщиной $\delta = 3\text{мм}$. (Техническое решение №1378 от 14.01.1967 г.).

Предварительный подбор участков для вырезки темплетов

Для оценки состояния защитного покрытия и стальной облицовки БВ ЦХ ОЯТ после длительной эксплуатации (около 40 лет) было решено вырезать плоские образцы-темплеты из металлических стен БВ :

- участок облицовки БВ со сварным швом над поверхностью воды;
- участок облицовки БВ со сварным швом под водой;
- участок облицовки БВ под водой с наиболее выраженными признаками возможного коррозионного повреждения;

Размеры всех темплетов после вырезки : 100x100x4 мм.

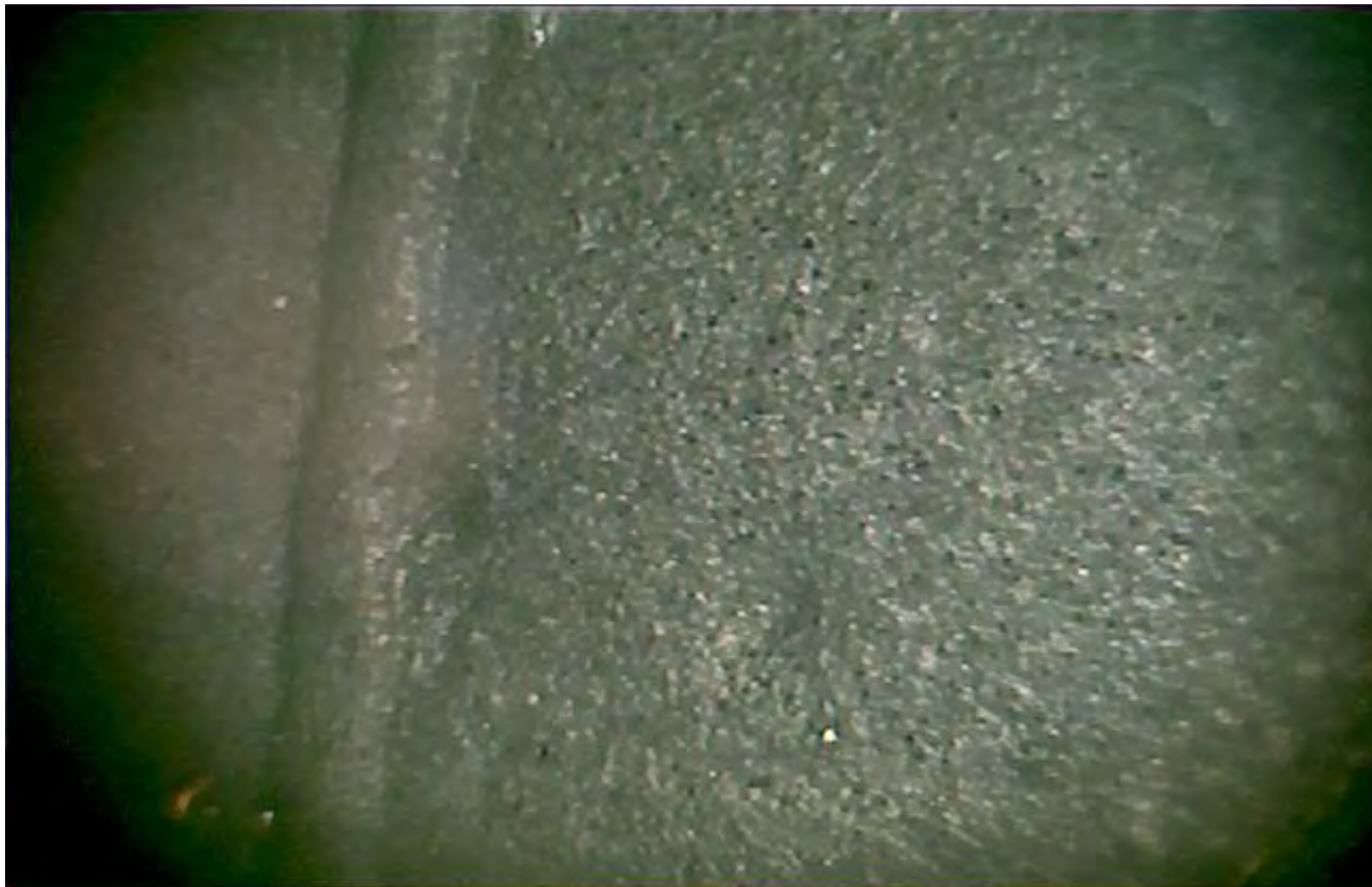
Работа проводилась в соответствии с “Перечнем поручений по итогам совещания у генерального директора Госкорпорации “Росатом” о рассмотрении результатов стресс-тестов, проведенных на ИР” с целью оценки возможности дальнейшей эксплуатации ЦХ ОЯТ.

Участок облицовки БВ над поверхностью воды со сварным швом



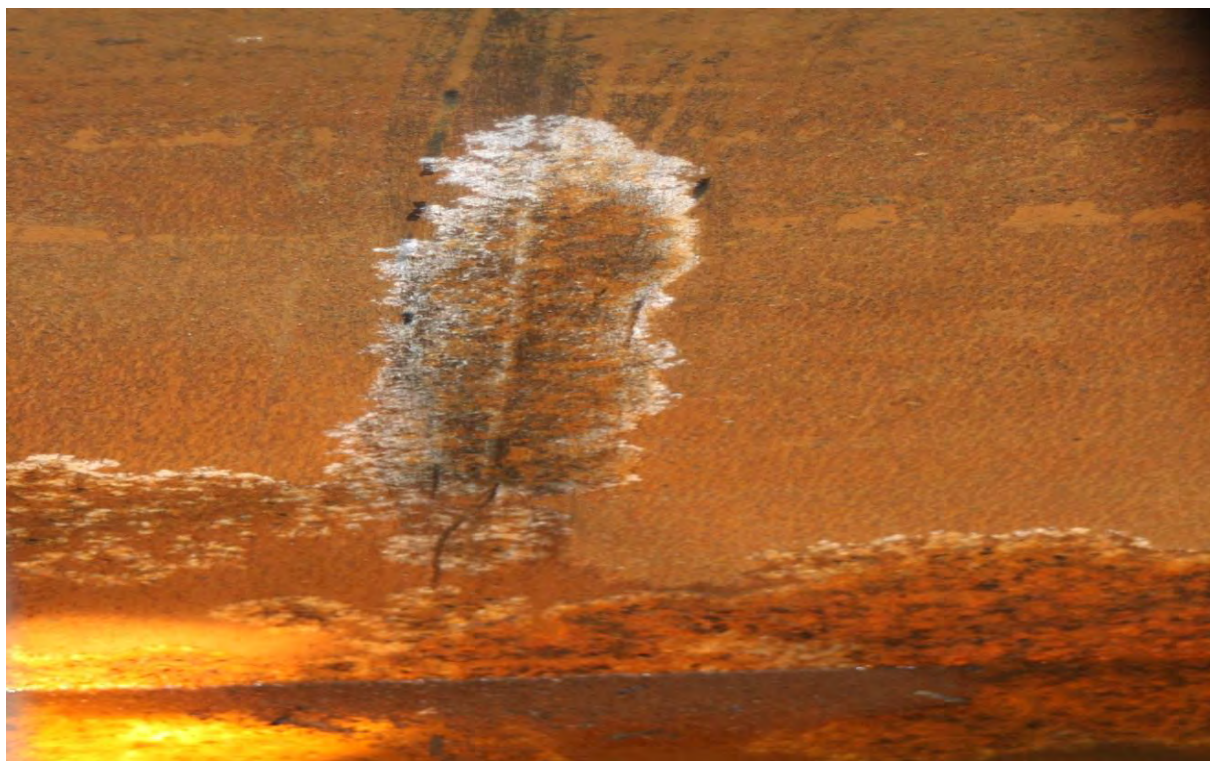
Участок 1 облицовки БВ над поверхностью воды со сварным швом (район хранения ОТВС БОР-60, внутренняя стена БВ2, 70-90 см ниже уровня щелевого перекрытия. При обычных условиях хранения ОЯТ выше уровня воды. Предполагается, что защитное покрытие практически не повреждено.

Участок облицовки БВ над поверхностью воды со сварным швом



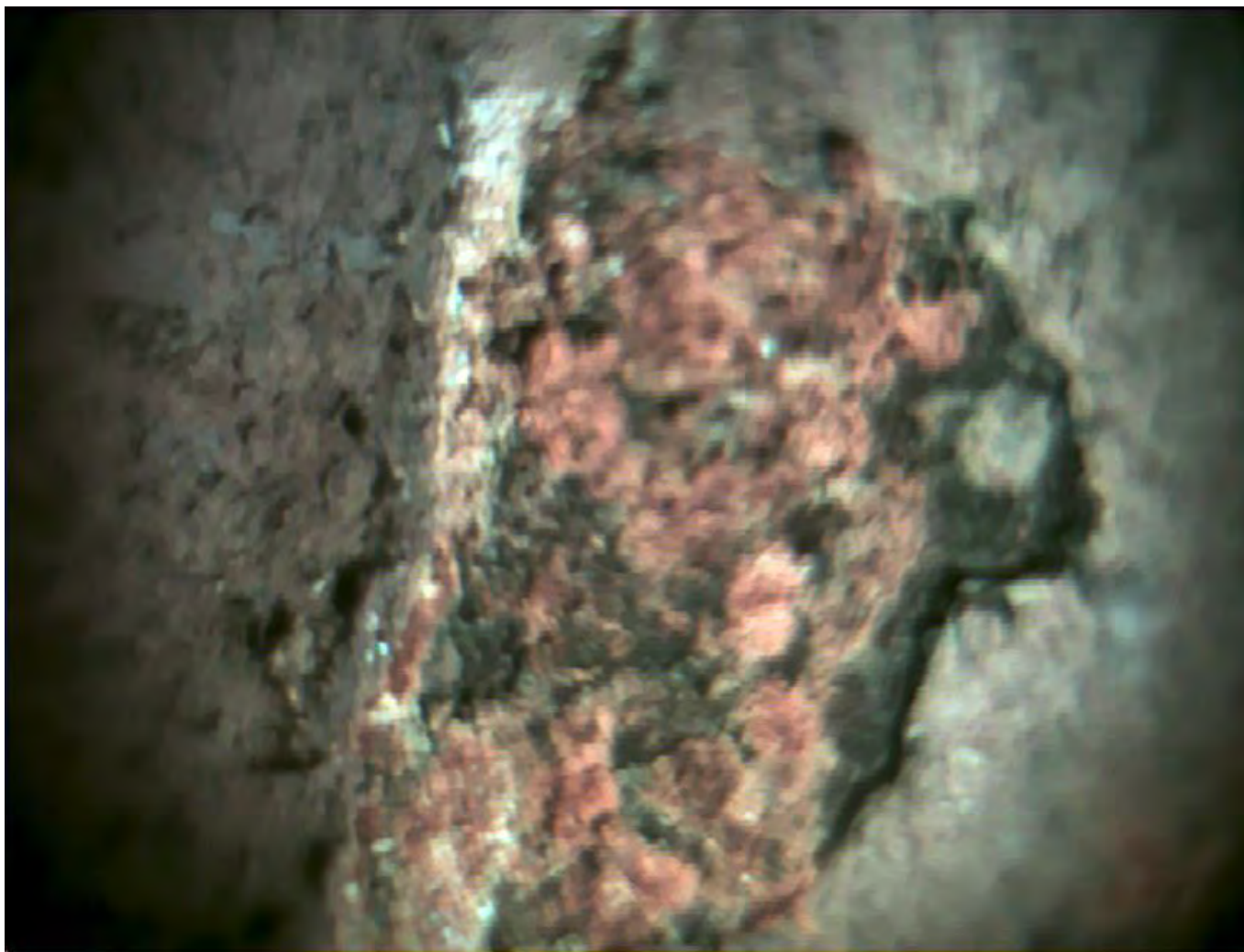
Заметных нарушений защитного покрытия не отмечено. участок располагается на внешней стене БВ 1 на 90-100 см ниже уровня щелевого перекрытия в районе хранения ОТВС МИР.

Участок облицовки БВ со сварным швом под водой

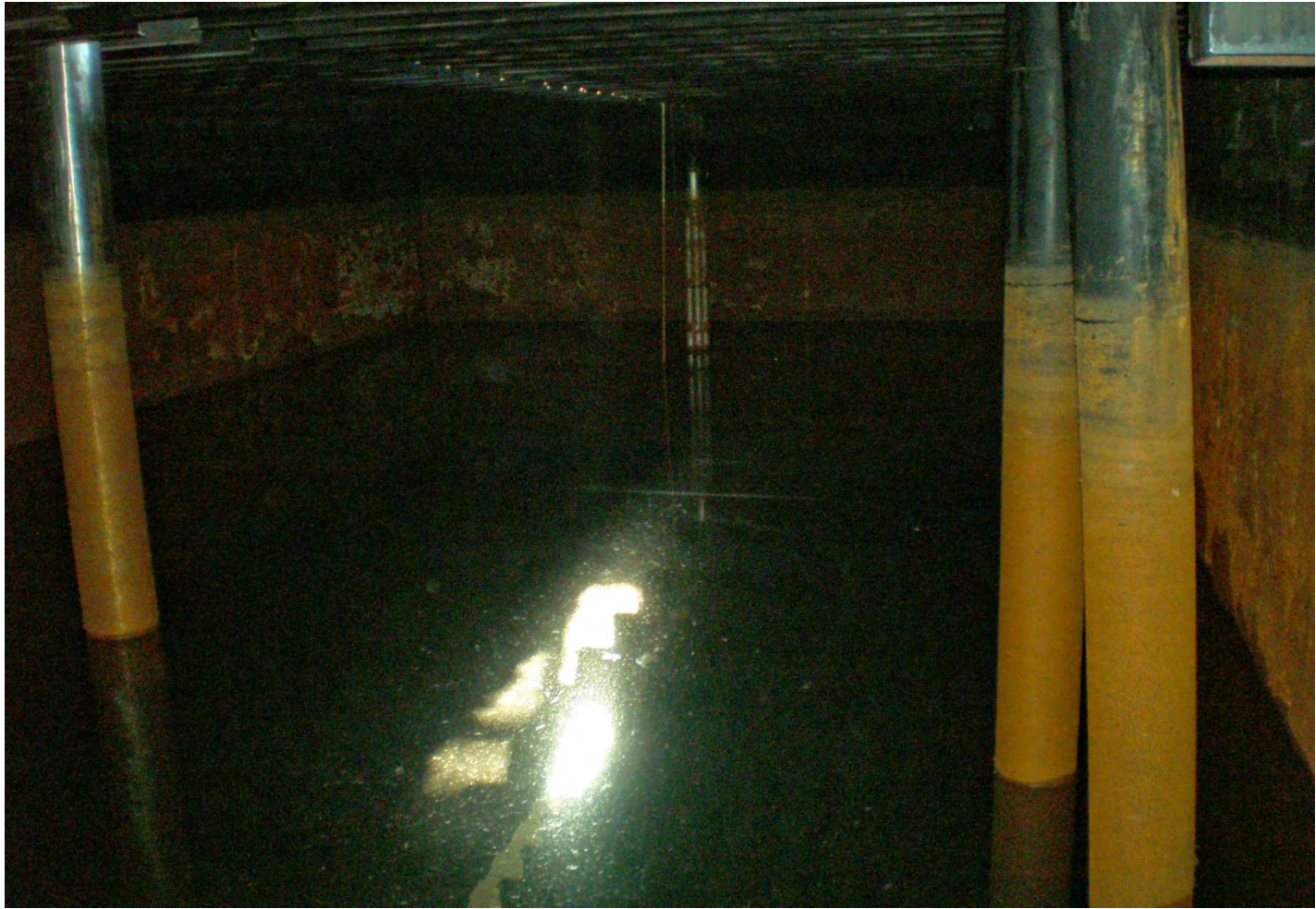


1,2-1,8 м ниже уровня щелевого перекрытия, район хранения ОТВС БОР. Этот участок обычно под водой. Для съемки уровень воды в БВ снижен на 2 м ниже обычного. Зметен вертикальный сварной шов. Перед фотографированием участок был частично очищен металлической щеткой. Проявился слой алюминиевого покрытия под остатками эпоксидно-пекового покрытия. Под водой виден также поперечный сварной шов и отслоения эпоксидно-пекового покрытия (ЭПП). Общий цвет – коричневый, ржавый. На стенах отложения коричневого цвета. В местах нарушения ЭПП отложения более яркого цвета. Максимум отслоений на глубине около 1 м – обычный уровень воды при работе ЦХ. Выше обычного уровня воды поверхность черная. Мощность

Участок №2 облицовки БВ со сварным швом под водой.



Защитное покрытие имеет заметные нарушения. Участок располагается на внешней стене БВ 1 на 160 см ниже уровня щелевого перекрытия в районе хранения ОТВС МИР.



Стены БВ 1 после снижения уровня воды на 2 м ниже щелевого перекрытия. Виден рабочий уровень воды в бассейне, щелевое перекрытие, технические трубы. Оборудование ниже рабочего уровня воды имеет желтовато-коричневый цвет, выше – цвет заметно темнее. На стенках БВ заметно отслоение защитного эпоксидно-пекового покрытия. Прозрачность воды низкая, на поверхности заметны маслянистые пятна. Нержавеющие трубы также покрыты желтовато-коричневым налетом.





Мобильная площадка для производства работ по вырезке
темплетов

Участок №3 облицовки БВ со сварным швом под водой.



Участок №3 со сварным швом под поверхностью воды расположен на внутренней стене БВ 2 на 160-180 см ниже уровня щелевого перекрытия в районе хранения ОТВС БОР-60. Этот участок облицовки БВ находится под водой, имеет вертикальный сварной шов. На поверхности БВ на этом участке отсутствуют видимые повреждения защитной оболочки, он покрыт легко снимаемым осадком зеленовато-бурового цвета.

Участок облицовки БВ для вырезки темплета под водой с выраженными признаками возможного коррозионного повреждения



На поверхности БВ на этом участке можно предположить наличие повреждения всех слоев защитной оболочки – отсутствие эпоксидно-пекового покрытия, проявление алюминиевого покрытия (серебристый цвет), проявление стальной оболочки (черные пятна). В том числе можно ожидать коррозию стали с уменьшением первоначальной толщины.

Исходя из условий минимизации мощности дозы в месте проведения работ, обеспечения максимальной безопасности, доступности и «комфортности» при вырезке темплетов был выбраны 2 участка расположенные на внешней стене БВ 1 на 100 см и 160 см ниже уровня щелевого перекрытия в районе хранения ОТВС МИР. Для вырезки образцов - темплетов в бассейнах было изготовлено подвесное рабочее место, спецодежда и вспомогательное оборудование. Разработана и аттестована технология заварки мест вырезки образцов. Демонтировалось щелевое перекрытие БВ в месте отбора образцов, вырезались образцы из стенок исследуемых бассейнов, и затем восстанавливалась целостность мест отбора образцов и защитное покрытие.



Место вырезки темплетов №1 (тип А) и №2 (тип Б) с установленной площадкой для проведения работ

Темплет №1 (тип А) наружная сторона после обработки тампоном с водой



Темплета №1 (тип А) - вырезан из участка на внешней стене БВ 1 на 90-100 см ниже уровня щелевого перекрытия в районе хранения ОТВС МИР,. Перед фотографированием поверхность темплета №1 с наружной стороны протерли тампоном с водой. Цвет наружной поверхности темплета темный, почти черный, подобно цвету поверхности стен БВ, практически не контактирующих с водой при эксплуатации БВ. При протирании тампоном с водой слой ЭПП сохраняется, заметной коррозии металлической облицовки и значительных нарушений защитного покрытия нет. Хорошо виден сварной шов.



Фото обратной стороны темплета №1, обращенной к бетонной стене БВ 1. Заметны следы бетона, коричневые пятна, чуть видимый отпечаток сварного шва.

Участок бетонной стены после вырезки темплета №1 (тип А)





Темплет №2 (тип Б) вырезан на том же участке стены БВ 1, что и темплет №1 на расстоянии 160 см ниже уровня щелевого перекрытия. Заметен сварной шов. Наблюдается отслоение ЭПП. Практически на всей поверхности темплета ЭПП разрушилось. Видны пятна белого цвета – защитное покрытие из алюминиевой краски, пятна черного цвета, которые могут свидетельствовать о возможной коррозии металла оболочки БВ.



Темплет №2 (тип Б) обратная сторона



Вид сбоку темплета №2 (обр 2) сразу после вырезки.



Фото 16. Темплет №2 (тип Б), вид сбоку



Наружная поверхность темплета №2 (тип Б) после протирки тампоном с водой



Участок бетонной стены после вырезки темплета №2 (тип Б)
Нарушений и растрескивания бетонной поверхности нет, цвет ровный, характерный для бетонной поверхности, чуть заметны коричневые пятна.



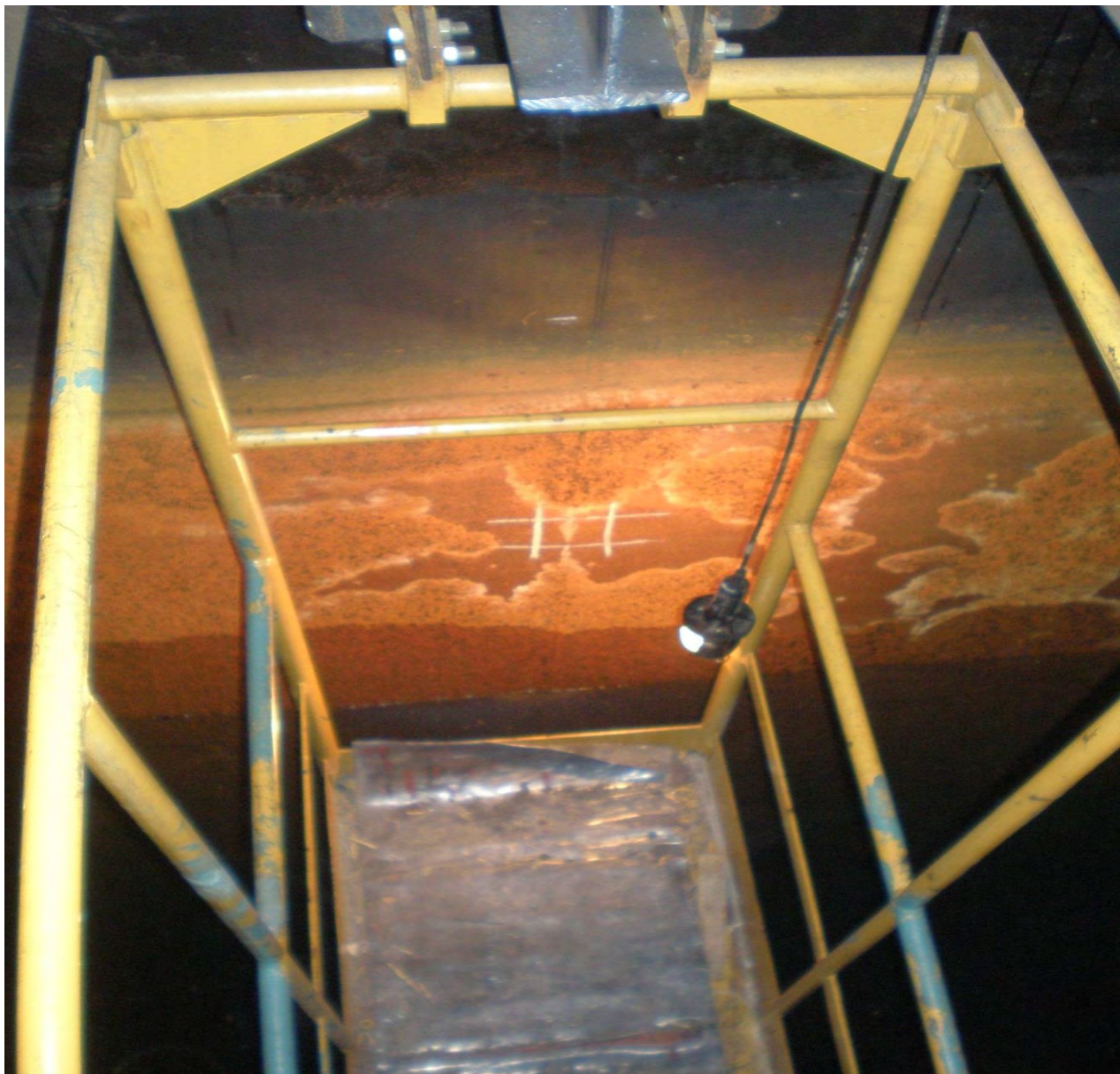
Участок поверхности БВ 1 после вырезки темплета №2 (тип Б), подготовленный для установки заплатки на место вырезанного темплета.



Вид внешней стены БВ 2 после снижения уровня воды



Вид внутренней стены БВ 2 после снижения уровня воды.



Участок для вырезки темплета №3



Фото 24. Проверка качества сварки заплатки на месте вырезки темплета №3.

Темплет №3 уже вырезан, приварена заплатка и проведена проверка качества сварных швов перед последующим нанесением грунтовки и пековой эмали



Фото 25. Грунтовка места вырезки темплета №3.

Материаловедческие исследования коррозионной стойкости облицовки бассейнов выдержки центрального хранилища ОЯТ НИИАР

Для изготовления облицовки БВ ЦХ ОЯТ был использован прокат толщиной 3 мм из углеродистой стали обыкновенного качества БСтЗсп.

Сталь БСтЗсп относится к низкоуглеродистым сталям (с содержанием углерода до 0,25%, ОСТ 14-1-142-84), они, в основном, хорошо свариваются существующими способами сварки плавлением. Швы имеют удовлетворительную стойкость против образования кристаллизационных трещин. Это обусловлено низким содержанием углерода.

Исходя из важности оценки коррозионной стойкости комплекса защитное покрытие – сталь СтЗсп было принято решение изучить состояние темплетов, вырезанных из различных мест бассейнов хранения ОЯТ зд.177.



Визуальный осмотр.

Поверхность образцов бурая со светлыми пятнами, следами отслоившегося и неотслоившегося эпоксидно-пекового слоя и видимыми мелкими блестящими пятнами «серебрянки». В некоторых участках темплетов создавалось ощущение коррозионного взаимодействия материала облицовки с водой бассейна выдержки, что и стало предметом металлографического исследования образцов вырезанных из темплетов и непосредственного измерения толщины темплетов



Рис.4.2. Внешний вид пластины темплета № 2



Рис.4.3. Внешний вид пластины темплета № 3



Внешний вид пластины темплета № 4

Измерение толщины темплетов.

Все измерения толщины пластин темплетов производили микрометром типа МВМ 0-25 мм, ГОСТ 4380-86 с погрешностью измерений 0,01 мм. Использовали специальные конусные насадки для измерения толщины пластин с диаметром пятна измерения не больше 0,5 мм, позволяющие определить локальное утонение толщины образца.

Перед проведением измерений поверхность образцов была подвергнута очистке, промывке и сушке. Слой эпоксидно-пекового покрытия был разрушен при эксплуатации в воде бассейна и дальнейшей процедуры очистки поверхности. Провели по 20 измерений толщины в разных точках каждого из четырех темплетов. Разброс результатов измерений толщины каждого из темплетов связан с возможной исходной разнотолщинностью листа от +0,19 до -0,20 мм для используемой ширины листа проката этой стали и его толщины 3 мм (ГОСТ 6904–74 «Лента стальная горячекатаная. Технические условия»), связанной с технологией прокатки такой стали.

Выводы по измерениям толщины

При измерении толщины темплетов не обнаружено значений меньших исходных значений толщины стального листа (3,0 мм), что говорит о хорошей коррозионной стойкости в воде бассейна комплекса защитного покрытия и материала облицовки - стали СтЗсп.

Металлографические исследования сварных соединений, вырезанных из различных участков бассейнов Б-1 и Б-2.

Темплет №1. Стыковое соединение листовых конструкций толщиной 3мм из стали 20 вырезанное на расстоянии 90-100 см ниже уровня щелевого перекрытия. Сварное соединение выполнено в два прохода:

- первый проход – аргонодуговая сварка неплавящимся электродом корневой части шва с наружной стороны бассейна;
- второй проход – заполнение разделки руной дуговой сваркой покрытым электродом с внутренней стороны бассейна.

Визуальный контроль проводился в соответствии с методикой, изложенной в РД 34.10.130-96. Контролируемая зона сварного соединения включала весь объем металла шва, а также примыкающие к нему участки основного металла в обе стороны от шва шириной не менее 5 мм. Перед проведением визуального и измерительного контроля поверхность объекта в зоне контроля зачищалась до чистого металла от сохранившегося защитного слоя клеевого покрытия и серебрянки. Освещенность контролируемых поверхностей превышала значения 300 Лк. При визуальном контроле поверхности сварных соединений трещин и пор, выходящих на поверхность, свищей, усадочных раковин, грубой чешуйчатости, шлаковых включений и других дефектов, вызванных технологией изготовления или условиями эксплуатации бассейна, не обнаружено. Отсутствуют механические повреждения поверхностей. Отсутствует коррозионный и эрозионный износ поверхностей сварного соединения с внутренней и наружной стороны приводящий к уменьшению его сечения.

Металлографические исследования проводились в соответствии с требованиями СТП 086-333-95. Оценка состояния сварных соединений выполнялась на образцах, вырезанных в



Сварное соединение, x50

В сечении металла сварного шва и околошовной зоны дефекты сплошности отсутствуют (рис.4.5). Проплавление сварного шва полное и, с учетом его усиления, гарантировано больше толщины свариваемых листов стенки бассейна.

Максимальная протяженность околошовной зоны: 2,0...2,2 мм. Структура сварного шва сорбит + перлит без образования возможной мартенситной структуры. Это подтверждают и результаты измерений микротвердости по основным зонам сварного соединения:

- сварной шов: 198-216 кг\мм²,
- околошовная зона: 223-229 кг\мм²,
- основной металл: 198-210 кг\мм².



Образец Т2, основной металл, x100

Максимальная протяженность околошовной зоны: 5,3...5,4 мм. Структура сварного шва сорбит + перлит без образования возможной мартенситной структуры. Результаты измерений микротвердости по основным зонам сварного соединения:

- сварной шов: 193...204 кг\мм²;
- околошовная зона: 193...210 кг\мм²;
- основной металл: 188...198 кг\мм².

Размер зерна в околошовной зоне соответствует 6-7 баллу, а в основном металле 8-9 баллу.

Остальные сварные соединения были аналогичны по виду образцу Т2.

Вывод: Состояние сварных соединений удовлетворительное

Исследования отложений на поверхности темплетов.

Для сравнения состава отложений на поверхности темплетов, вырезанных из различных мест бассейнов хранения, и на поверхности эталонного образца после выдержки в дистиллированной воде был проведен количественный химический анализ отложений пяти проб.

Проба № 1-Б1Щ7 (h=100)

Проба № 2- Б1Щ7 (h=160)

Проба № 3(э) – эталонный образец Ст3, выдержанный в дистиллированной воде в течение 1488 часов.

Проба № 3- Б2Щ24 (h=160-170)

Проба № 4- Б2 МИР Щ07 (h=160)

Анализ был выполнен атомно-эмиссионным методом с индуктивно связанной аргоновой плазмой на спектрометре "Spectroflame Module S" по методике (рег. № 701 по реестру ФГУП ГНЦ РФ НИИАР). Относительная погрешность измерений для контролируемых элементов составляет 1,7-5 %

Анализ данных показывает идентичность состава отложений на образцах, вырезанных из облицовки бассейнов и образца выдержанного в дистиллированной воде в модельном эксперименте. Это может означать, что механизм коррозионного повреждения (незначительного по величине) приводит к образованию одинаковых продуктов коррозии – оксидов железа с примесями.

В двух других пробах были обнаружены следы алюминия (защитный слой – «Серебрянка»), что показало наличие защитного слоя на поверхности темплета и значительное уменьшенное количество оксидов железа (меньше 45%). Из последних результатов следует вывод об эффективной защите поверхности темплетов и облицовки в целом выбранными способами защиты от возможных коррозионных процессов.

Финишный слой изоляционного покрытия выполнен из эпоксидной битумной краски СПЭК-4 и имеет высокую химическую, механическую стойкость и влагостойкость. Эпоксидные покрытия вообще обладают высокой стойкостью к износу, высокой твёрдостью и прочностью. Они устойчивы к действию масел, растворителей, растворов солей, кислот и щелочей. Все перечисленные характеристики присущи и покрытию из материала эпоксидной битумной краски.

Непосредственных испытаний подобных защитных покрытий в коррозионно-активных средах мы не обнаружили в открытой литературе, однако существуют некоторые результаты, которые могут помочь провести оценку состояния стали подобного типа и покрытия после коррозионных испытаний.

На реакторе ВК-50 для коррозионных испытаний были установлены образцы из стали Ст.20 на 8000 часов в теплоносителе с кислородным воднохимическим режимом. Анализ результатов исследования показал, что коррозия на образцах имеет равномерный характер. Скорость коррозии составила 0,03-0,05 мм/год, что соответствует 4 баллу по ГОСТ 13819-68 (табл. 6).

Вывод по результатам исследования темплетов:

Принимая во внимание технические и физико-химические характеристики как основного материала конструкции бассейна выдержки - стали ВСтЗсп5, так и изоляционного защитного покрытия, включающего алюминиевый слой толщиной 0,3 мм и эпоксидную битумную краску СПЭК-4 слоем 0,2 мм, а также результаты проведенных коррозионных исследований, можно с большой долей вероятности утверждать, что коррозионные повреждения корпуса бассейна выдержки в течение длительного срока эксплуатации без нарушения технологического режима (в первую очередь без нанесения механических повреждений защитного покрытия) маловероятны.

Коррозионные испытания образцов

Для оценки скорости коррозии для стали типа ст3 были проведены специальные эксперименты по выдержке образцов стали с покрытием и без покрытия в водной среде идентичной среде бассейнов выдержки центрального хранилища ОЯТ.

Испытания проводились в соответствии с ГОСТ 9.905 «ЕДИНАЯ СИСТЕМА ЗАЩИТЫ ОТ КОРРОЗИИ И СТАРЕНИЯ. МЕТОДЫ КОРРОЗИОННЫХ ИСПЫТАНИЙ. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ».

Все образцы изготовлены из листового проката стали СтЗсп, химический состав которой. Был проведен количественный химический анализ материала образца-эталона.

Анализ был выполнен атомно-эмиссионным методом с индуктивно связанной аргоновой плазмой на спектрометре "Spectroflame Module S". Относительная погрешность анализа для трех измерений составляет (2,5-3,5) %.

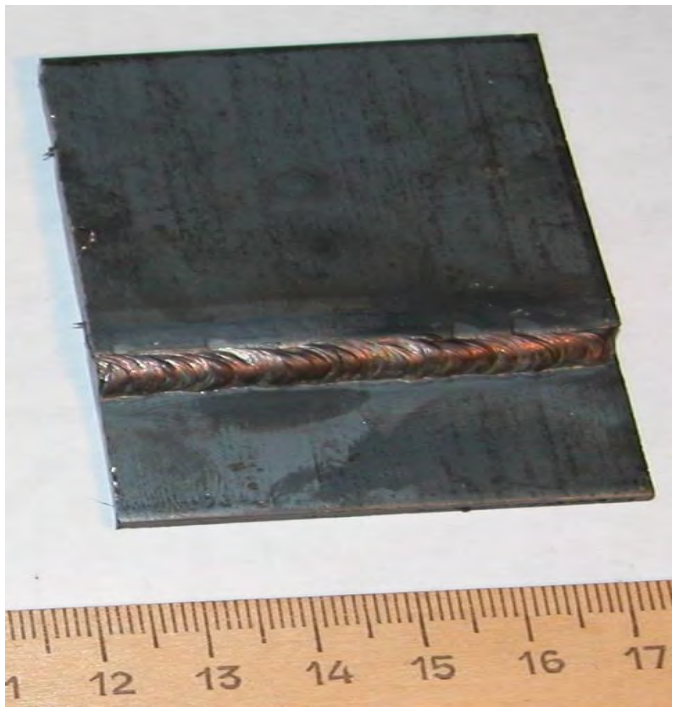
Результаты анализа исследуемого материала приведены в таблице ниже.

Исследованная сталь облицовки стенок бассейнов близка по составу к составу стали СтЗсп по ГОСТ 380-94. То есть для облицовки бассейна использовалась сталь в соответствии с ГОСТ 380-94.

Таблица Массовая доля элементов в стали СтЗсп, %

	C	Si	Mn	S	P	Cr	Ni	C u
ГОСТ 380-94	0,14-0,22	0,15-0,30	0,40-0,65	≤0,050	≤0,040	≤0,30	≤0,30	≤0,30
Измере ние	0,17	0,19	0,43	-	0,013	0,05	0,09	0,19

Для испытаний подготовили образец без покрытия со сварным швом (в дальнейшем он будет называться как образец-свидетель) и три образца с нанесенным антикоррозионным покрытием



Внешний вид образца-свидетеля до (а) и после (б) коррозионных испытаний в дистиллированной воде

Предварительно образцы промыли в четыреххлористом углероде (хч, ГОСТ 20288-74) и просушили на воздухе. Массу образцов до и после испытаний определяли на весах лабораторных АДВ-200М (ГОСТ 2404-88Е, 2 кл. точности). Образцы, имитирующие материал оболчки БВ ЦХ ОЯТ, покрыли алюминиевой пудрой в виде коррозионно-защитной краски ("серебрянка" БТ-177, ТУ 2310-007-45539771-98).

Нанесение покрытия проводили в соответствии с ГОСТ 8832-76 «МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ ЛАКОКРАСОЧНОГО ПОКРЫТИЯ ДЛЯ ИСПЫТАНИЯ». Чистую кисть смачивали в коррозионно-защитной краске и отжимали. Затем кисть снова смачивали в краске и наносили ее равномерным слоем на подготовленную окрашиваемую поверхность. Толщина нанесенного слоя составила порядка 0,3 мм.

Выбор жидкой коррозионной среды

Для проведения испытаний в целях предварительной оценки коррозионной стойкости образца, изготовленного из стали Ст3, выбрали дистиллированную воду, используемую для пополнения уровня воды в бассейнах хранения Б-1 и Б-2.

Проведение испытаний

Испытания проводились в соответствии с ГОСТ 9.905 «ЕДИНАЯ СИСТЕМА ЗАЩИТЫ ОТ КОРРОЗИИ И СТАРЕНИЯ. МЕТОДЫ КОРРОЗИОННЫХ ИСПЫТАНИЙ. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ».

Образец-свидетель без покрытия был помещен в вертикальном положении в стеклянный стакан объемом 300 см³. Объем раствора водной среды в стакане составлял 200 см³, при этом верхний уровень жидкости находился на 5...10 мм выше образцов. Стаканы закрывали часовым стеклом из фторопласта.

Испытания образцов проводили в течение 1488 часов при температуре $20 \pm 4^{\circ}\text{C}$ в защищенном от солнечного света помещении. После окончания испытаний образцы тщательно очистили от продуктов коррозии, промыли дистиллированной водой, высушили и взвесили.

Результаты испытаний

Визуальный осмотр образцов выявил отсутствие воздействия коррозионной среды (дистиллированной воды) с материалом образцов с нанесенным антикоррозионным покрытием (рис. 4.13), а также отсутствия язвенных коррозионных повреждений материала образцов свидетелей после очистки от продуктов коррозии (рис. 4.12б), что подтвердили и расчеты скорости коррозии материала образцов (табл. 4.9). Изменения масс образцов с нанесенным антикоррозионным защитным покрытием после проведения испытаний не зафиксировано.

Внешний вид образцов с антикоррозионным защитным покрытием после коррозионных испытаний



Образец-эталон без защитного покрытия изменил свою массу в процессе проведения испытаний в дистиллированной воде, используемой для бассейнов хранения.

Расчеты скорости коррозии материала образца-эталона проводили согласно ГОСТ 9.908-85 по формуле:

$$v_k = \frac{8760 \Delta m}{\rho S t}$$

где v_k – скорость коррозии, мм/год;

Δm – потери массы образца за данный цикл, г;

ρ – плотность исследованной стали, г/мм³ ($7,86 \cdot 10^{-3}$ г/мм³);

S – поверхность испытуемого образца, мм²;

t – продолжительность испытания, ч (1488 ч).

Характеристики исследуемого образца-эталона без покрытия

№ образца	Масса исходная, г	Масса после испытаний, г	Площадь поверхности, мм ²	Скорость коррозии, мм/год
Образец-эталон	122,0988	121,8689	8400	0,02

Выводы по модельному эксперименту:

Скорость коррозии образца-эталона стали Ст3 со сварным швом в неперемешиваемой дистиллированной воде оказалась равной 0,02 мм/год, что позволяет отнести данную сталь к стойким материалам.

Защитное покрытие (серебрянка) за время коррозионных испытаний своих защитных свойств не потеряло, и надёжно защитило поверхность образцов от воздействия коррозионно-активной среды.

Заключение по результатам исследований темплетов

Принимая во внимание технические и физико-химические характеристики как сварных соединений и основного материала конструкции бассейна выдержки - стали БСтЗсп, так и защитного покрытия, включающего алюминиевый слой толщиной 0,3 мм и эпоксидную битумную краску СПЭК-4, а также результаты проведенных коррозионных исследований, можно с большой долей вероятности утверждать, что коррозионные повреждения облицовки бассейна выдержки в течение длительного срока эксплуатации без нарушения технологического режима (в первую очередь без нанесения механических повреждений защитного покрытия) маловероятны.

Даже если допустить, что произошло повреждение материала защитного покрытия, то разгерметизации облицовки бассейна в условиях его эксплуатации (воздействие водного раствора, температуры при скорости коррозии 0,02-0,03 мм/год), но без учета радиационного воздействия произойдет как минимум через 60-100 лет.

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ РАЗРАБОТОК ПРОТИВОЛУЧЕВЫХ СРЕДСТВ В РОССИИ И В МИРЕ

Л.М.Рождественский, В.Ф.Михайлов, А.Н.Осипов

ФГБУ ГНЦ Федеральный медицинский биофизический центр
им. А.И.Бурназяна, Москва
lemrod@mail.ru

Сценарии лучевого поражения человека и их возможное медицинское медикаментозное обеспечение

<i>Медпомощь</i> <i>Сценарии</i>	<i>Медикаментозная защита</i>	<i>Экстренная и ранняя терапия</i>	<i>Курсовая терапия</i>	<i>Средства выведения радионуклидов</i>
<i>Острое аварийное облучение</i>	—	Беталейкин Дезоксинат Флагеллин	Поддерживающая терапия Г-КСФ	Йод, Ферроцин, Пентацин
<i>Химио-лучевая терапия онкозаболеваний</i>	Амифостин Беталейкин	Беталейкин	Г-КСФ	
<i>Аварийно-спасательные работы</i>	Индралин Амифостин Беталейкин Рибоксин	Беталейкин Дезоксинат	Г-КСФ	
<i>Космические полеты</i>	НЕТ			

Гемостимулирующая терапия тяжелых лучевых поражений в мировой практике

(из обзора: А.Е.Баранов, Л.М.Рождественский 2008)

Случаи	Доза, Гр	Лечение	Эффект
Чернобыль 1986, 2 чел.	10,2 8,7	<i>ГМ-КСФ x 12 сут</i> <i>Начало: с 38-х сут</i>	Кратковременное повышение уровня нейтрофилов
Гояния 1987, 4-5 чел.	?	<i>ГМ-КСФ + ИЛ-3,</i> <i>Начало: через 1 мес</i>	Ускорение восстановления уровня нейтрофилов
Израиль 1990, 1 чел.	10	<i>ГМ-КСФ+ИЛ-3 (x20)</i> <i>Начало: с 1-х сут +ТрКМ</i>	Миелостимулирующий эффект
СССР 1991, 1 чел.	12-14 (!)	<i>ГМ-КСФ+ИЛ-3 (x40)</i> <i>Начало: с 1-х сут</i>	Миелостимулирующий эффект. Частичное восстановление уровня нейтрофилов
Япония 1999, 3 чел.	10 10 2,5	<i>Г-КСФ x 10-25, с 1-6 х сут (3 чел),</i> <i>ТПО и ЭПО (x 14) с 10-х сут (1 чел)</i> <i>СКК ПК на 6-9-е сут (2 чел),</i> <i>идентичные (полностью или частично) по антигенам HLA</i>	Выраженный миелостимулирующий эффект

Исследования новых ПЛС в США (из обзора V.K.Singh et al. 2014) и в России

Ранг	США	Россия
Наиболее продвинутые и перспективные исследования	<p><u>Препараты в заключительных стадиях разработки со статусом IND US FDA (исследуемых новых лекарств):</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 5-андростендиол (5-AED) 2. Beclomethason (BDP) 3. BIO 300 (Genistein) 4. CBLB502 (Entolimod) 5. NemaMax (rh interleukin-12) 6. Ex-RAD (Recilisib) 7. Filgrastim/Neupogen (G-CSF) 	<p><u>Препараты в стадии доклинических исследований:</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Флагеллин ГосНИИ ОЧБ, Спб (джинерик Энтолимода) 2. 5-андростендиол (джинерик 5-АЕД) 3. Производное изотиомочевины, ингибитор NOS T-1023
Законченные исследования	<p><u>Препараты на разрешение использования в чрезвычайных ситуациях:</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Г-КСФ 2. ГМ-КСФ 	
Продвинутые исследования	<p><u>Перспективные препараты в продвинутых исследованиях:</u></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Амифостин 2. Гамма-токотриенол 3. AEOL 10150 4. Myeloid progenitor cells 	
Текущие исследования	<p><u>Новые препараты по публикациям, рецензированные:</u> Палефермин, СОД, ФГФ, ИГФ, каптоприл и др (всего – 15)</p>	

Кризис в разработке противолучевых средств (ПЛС)

1. Уменьшение числа/ослабление деятельности исследовательских центров:

Военно-медицинская академия им. С.М. Кирова;

Южно-Уральский институт биофизики;

Институт экологии растений и животных (Уральское отд.РАН);

Институт биофизики клетки РАН (Пущино);

Институт биохимфизики РАН;

2. Уменьшение выхода работ:

6-й съезд радиац. иссл. (2010) — 57 (38 докладов) — 100%;

7-й съезд радиац. иссл. (2014) — 39 (26 докладов) — 68 %;

3. Плохое состояние исследовательской инфраструктуры:

виварии для СПФ животных;

облучательские установки;

4. Разработка новых ПЛС:

последняя разработка — беталейкин (1993—2003).

Разработка ПЛС в системе ФМБА России

ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна

как неформальный центр разработок ПЛ
(проблемы: виварный комплекс
облучательская база
аппаратурное оснащение)

**ГосНИИ особо чистых
биопрепаратов
С.-Петербург**

НПЦ ФАРМЗАЩИТА

Инвестпроекты

- 1. Разработка пероральной лекарственной формы микробного белка флагеллина для профилактики и лечения лучевых поражений**
(ГосНИИ особо чистых биопрепаратов и ФМБЦ им. А.И.Бурназяна)
- 2. Оценка отдаленных последствий биологического действия излучения, генерируемого при компьютерной томографии на базе использования высокотехнологичных методов оценки структурных и функциональных реакций генома**
(ФМБЦ им. А.И.Бурназяна, Лаборатории радиационной биофизики, молекулярной радиобиологии и радиационной фармакологии)



МЕТОДЫ И РЕЗУЛЬТАТЫ КОНТРОЛЯ СОДЕРЖАНИЯ ТРИТИЯ В ВОЗДУХЕ РАБОЧЕЙ ЗОНЫ И В ВЕНТИЛЯЦИОННЫХ ГАЗОАЭРОЗОЛЬНЫХ ВЫБРОСАХ

Рыбин А.А., Ряскова М.В., Серебряков
В.В.

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ ПРЕДПРИЯТИЯ

Жидкие: низко- и средне-активные – в ёмкости, нейтрализация - закачка в подземные пласты опытно-промышленного полигона на глубину 1150-1450 м;

высоко-активные - в хранилище – железобетонные ёмкости, облицованные нержавеющей сталью, заглубленные в землю.

Твёрдые: низко-активные – в стальные контейнеры, в закрытые траншеи, глубиной до 5 м;

высоко-активные - в защитные контейнеры - в подземной части железобетонного бункера.

Газы и аэрозоли: спецвентиляция помещений - вентиляционный центр – аэрозольные и угольные фильтры – труба 120 м – выброс в атмосферу.

Свойства ТРИТИЯ

^3H - *глобально опасный* (как ^{14}C , ^{129}I , ^{85}Kr) :

беспрепятственно распространяется в окружающей среде на большие расстояния в составе воды $^3\text{H}_2\text{O}$ и газов $^3\text{H}_2$, $^3\text{H}_4\text{C}$, другой "органики" и гидридов -

- ▶ *атмосфера, гидросфера* ▶ осадки ▶ грунтовые воды, океан ▶
- ▶ *биосфера* ▶ вода, пища, дыхание ▶ животные и *люди*.

Химические = *свойства водорода* ▶ химические реакции и изотопный обмен.

Физические и регистрации: *большой* период полураспада 12,3 года, бета-распад с самой низкой энергией β -частиц: макс. 18,6 кэВ, гамма-излучение отсутствует.

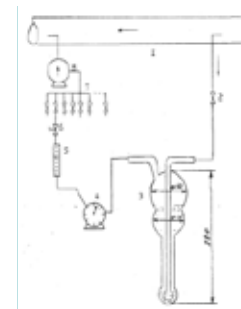
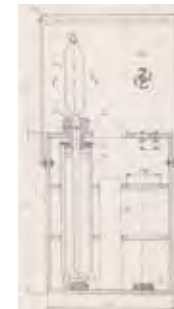
▶ *Наличие в технологических средах различных радиоактивных нуклидов практически исключает методы непосредственной аппаратурной регистрации и измерения активности трития (гамма-спектрометры, ионизационные камеры).*

▶ *Новый физический или химический состав объекта исследований требует разработки специальных, часто сложных и трудоёмких, методик и устройств выделения, подготовки проб, идентификации и измерения радиоактивности.*

ОТБОР ОКСИДА ТРИТИЯ ИЗ ГАЗОВОЗДУШНЫХ СРЕД

Помещения нерабочей и рабочей зоны

- вымораживание влаги на охлаждаемых поверхностях: **переносные пробоотборники** – из помещений реакторного контура, сбора протечек, бассейнов перезагрузки и выдержки ОТВС, отбора проб, операторской, КИП, ДК и др.
- барботирование воздуха через дистиллированную воду: **барботёры** – на линии дозконтроля – из коробов спецвентиляции помещений реакторного контура, рабочей зоны и др.



Газоаэрозольные выбросы

- сорбция влаги твёрдым пористым сорбентом - цеолитом ► термовакuumная десорбция ► сбор воды:
- универсальные адсорберы** – на линии СОКВ - спецвентиляция, галерея высотной трубы- ► **непрерывный контроль трития ^{3}H**

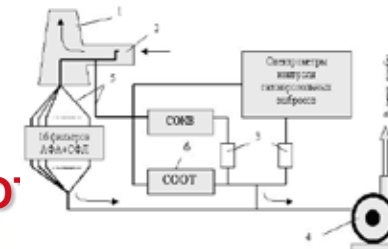


Таблица 1 – Объёмная активность радиоактивных продуктов в воздухе рабочих помещений исследовательских реакторных установок, Бк/м³

Помещения	Радионуклиды							
	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	¹⁴¹ Ce	¹⁴⁰ La	⁹⁵ Zr	⁹⁵ Nb	⁶⁰ Co	³ H
<u>Остановленный реактор при ППР</u>								
РУ МИР								
Центральный зал	6	-	-	-	-	-	7,3	210
Бассейн выдержки	2,3	-	1,4	50,4	4,8	0,8	7,6	370
Первый контур	11	-	4,6	13,6	-	-	11	560
Бак сбора ЖРО	11	1,4	-	-	3,6	5,1	4,8	270
РУ РБТ-10								
Центральный зал	4,1	-	-	-	-	-	14,3	260
Первый контур	11	-	-	-	-	-	6,5	370
Щит дозконтроля	4,1	-	4,7	-	-	-	14,8	230
<u>Работающий реактор</u>								
РУ МИР (49МВт)								
Центральный зал	0,4	-	-	-	-	-	0,44	100
Бассейн выдержки	<1,5	1,6	-	-	-	-	<1,5	100
Первый контур	1,7	-	-	0,57	-	-	0,7	22000
Бак сбора ЖРО	0,6	-	-	-	-	-	0,6	200
РУ РБТ-10 (7МВт)								
Первый контур	1,1	-	-	-	-	-	1,0	230
Щит ДК	0,8	0,46	-	-	-	-	0,5	190
Пульт управления	0,3	-	-	-	-	-	0,28	140
Допустимая для рабочей зоны по НРБ-99/2009, ДОА _{ПЕРС}	1700	1200	2200	7300	1800	5700	830	440000
Доля от ДОА _{ПЕРС} , макс %	0,46	0,12	0,65	2	0,27	0,09	1,8	5

КОНТРОЛЬ АКТИВНОСТИ ТРИТИЯ В ГАЗОАЭРОЗОЛЬНЫХ ВЫБРОСАХ

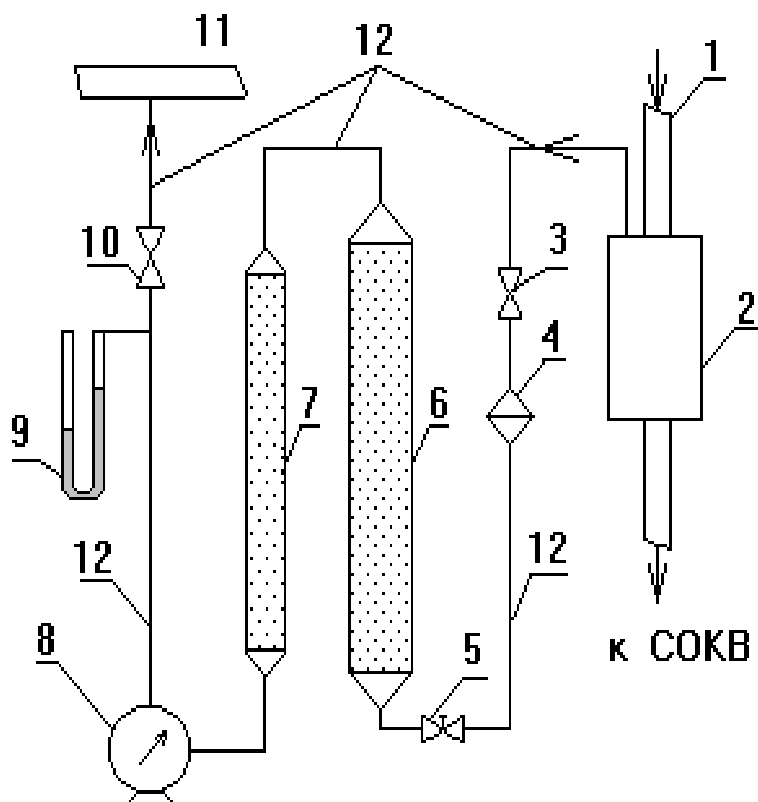


Рис.1. Схема системы отбора оксида трития

- 1 – линия отбора из галереи вентиляционной трубы к системе оперативного контроля выбросов (СОКВ);
- 2 – ёмкость влагоотбойная;
- 3 – вентиль входной запорный;
- 4 – фильтродержатель с аэрозольным фильтром АФА-РСР ;
- 5 – вентиль входной регулировочный;
- 6 – адсорбер-пробоотборник рабочий ;
- 7 – адсорбер-пробоотборник контрольный;
- 8 – счётчик газовый;
- 9 – манометр водяной;
- 10 – вентиль выходной запорный;
- 11 – вакуумная линия газодувки СОКВ;
- 12 –трубки вакуумные.

УСТРОЙСТВА ОТБОРА ПРОБ ВЛАГИ

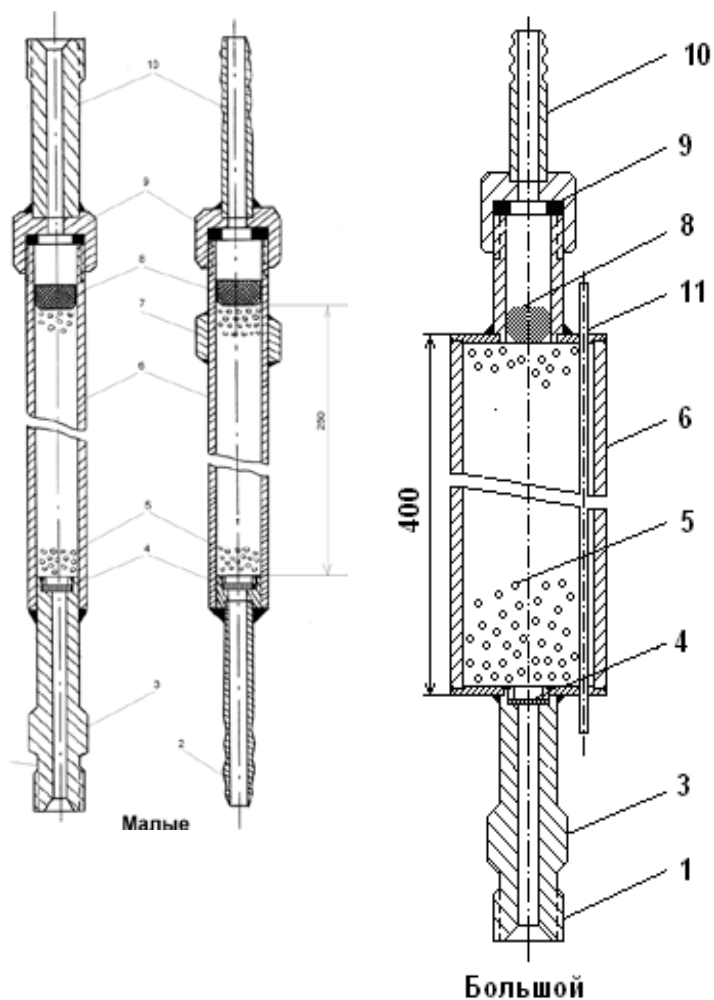


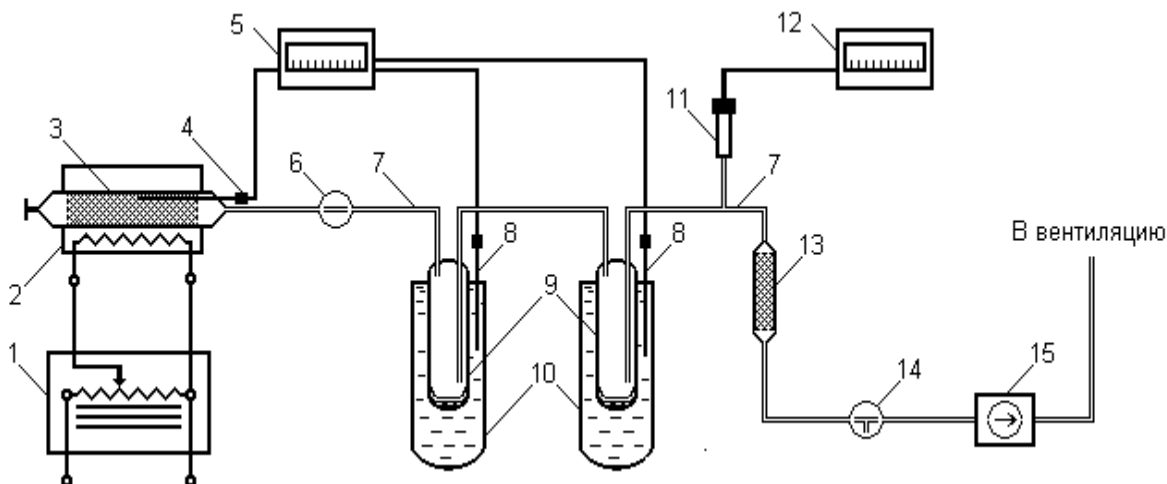
Рис.2. Варианты пробоотборников-адсорберов

1 - концевик входной с резьбой; 2 - концевик входной «под шланг»; 3 - шестигранник; 4 - сетчатая перегородка; 5 - адсорбент; 6 - корпус; 7 - гайка шестигранная; 8 - сетка; 9 - гайка шестигранная с прокладкой; 10 - концевик выходной, 11 – трубка для термопары во время десорбции.

Уравнение сорбции: $M \cdot a = \rho \cdot G \cdot t$,

M – масса сорбента, 20 – 300 г;
 a - сорбционная ёмкость цеолита NaX, $0,25 \pm 0,02$ г/г;
 ρ – концентрация в газе (влажность) 0,004 – 0,020 г/дм³;
 G - расход газа через колонку, 0,3 – 3 дм³/мин.
 t - время отбора пробы, мин;

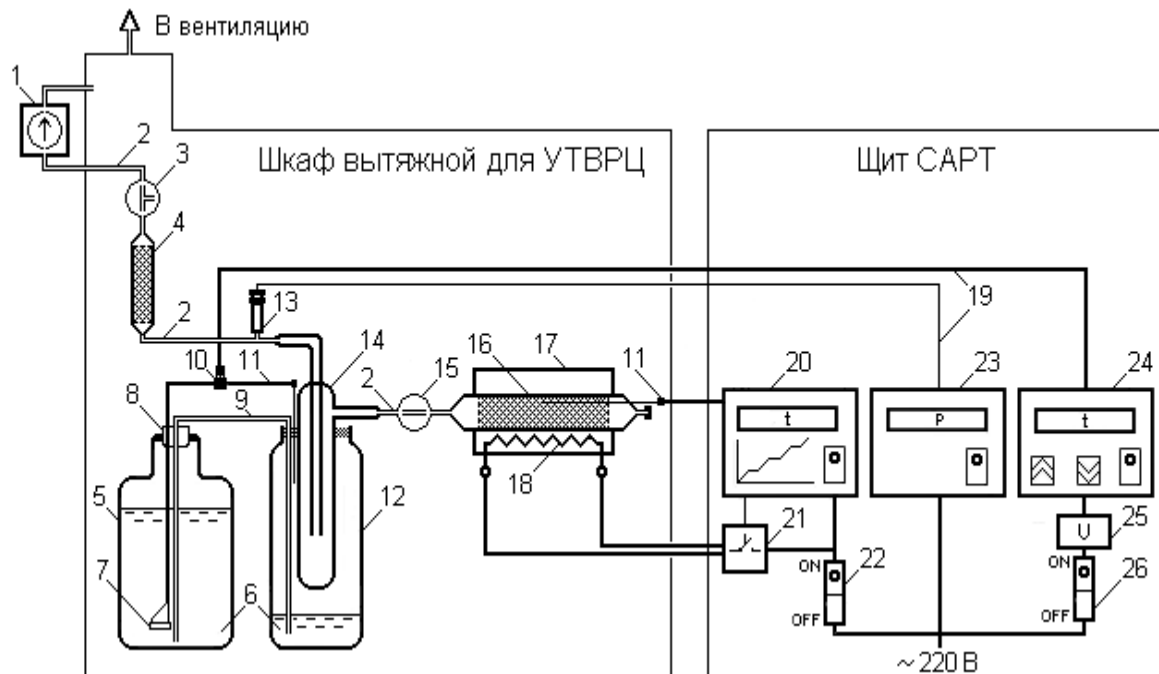
ТЕРМОВАКУУМНАЯ РЕГЕНЕРАЦИЯ АДсорбЕНТА



- 1 – регулятор напряжения РНО; 2 – электропечь трубчатая СУОЛ;
 3 – пробоотборник-адсорбер с цеолитом; 4, 8 – термопары ХА; 5 – потенциометр ЭПВ;
 6, 14 – краны двухходовой и трехходовой вакуумные; 7 – вакуумные линии;
 9 – вымораживатели – холодные ловушки; 10 – сосуды Дьюара с хладагентом: ж. азот, гексан -90°C ;
 11 – лампа вакуумная; 12 – вакуумметр; 13 – адсорбер контрольный (осушитель: NaX);
 15 – насос вакуумный.

Рис. 3. Простая схема установки регенерации цеолита

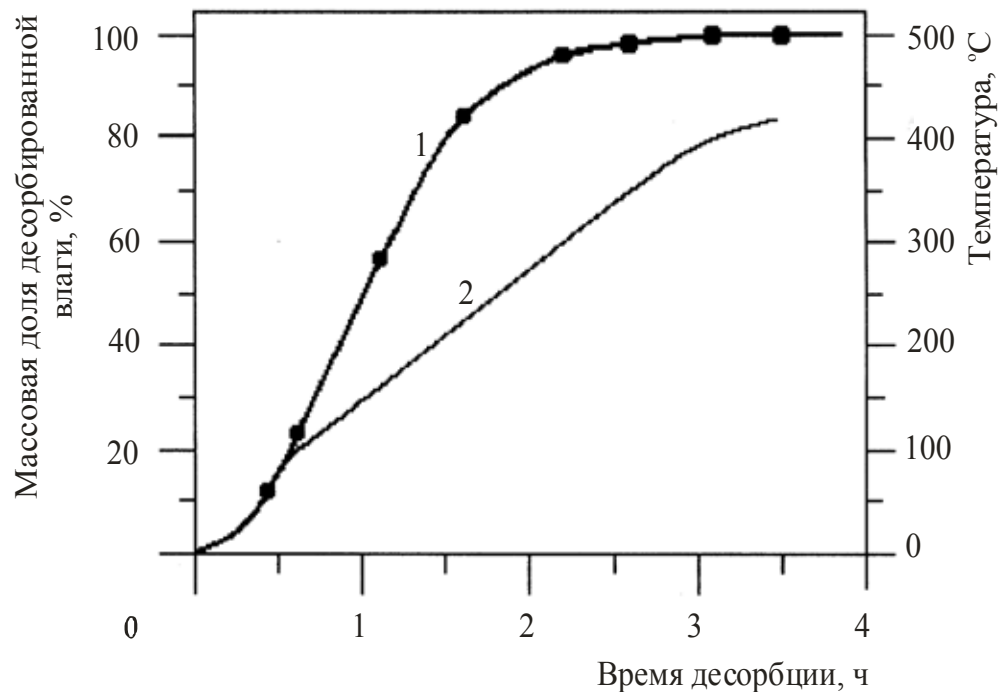
СХЕМА УСТАНОВКИ ТЕРМОВАКУУМНОЙ РЕГЕНЕРАЦИИ ЦЕОЛИТА (УТВРЦ) С СИСТЕМОЙ АВТОРЕГУЛИРОВАНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ (САРТ)



- 1 – насос вакуумный ВМ-3;
- 2 – вакуумные линии;
- 3 – кран трёхходовой вакуумный;
- 4 – адсорбер контрольный с цеолитом;
- 5 – сосуд Дюара с жидким азотом;
- 6 – жидкий азот;
- 7 – резистор проволочный керамический ПЭВ;
- 8 – пробка резиновая;
- 9 – трубка подачи азота из сосуда Дюара в термостат;
- 10 – разъем связи DB9;
- 11 – термопары ХА;
- 12 – термос;
- 13 – лампа вакуумная ПМТ-6-3М-1;
- 14 – холодная ловушка - вымораживатель;
- 15 – кран двухходовой вакуумный;
- 16 – пробоотборник-адсорбер с цеолитом;
- 17 – печь электрическая трубчатая;
- 18 – нагреватель печи;
- 19 – кабели связи;

- 20 – измеритель-регулятор температуры программный ТРМ251;
- 21 – ключ для ТРМ251 полупроводниковый IP55;
- 22 – автомат питания DTM С-16;
- 23 – вакуумметр 13 ВТ3 - 003;
- 24 – измеритель регулятор температуры двухканальный 2ТРМ1;
- 25 – блок питания 12В DR-30-12;
- 26 – автомат питания DTM-С10.

ДЕСОРБЦИЯ ПРОБЫ ТРИТИЯ



1 – массовая доля десорбированной влаги,%; 2 – температура, °C

Рис.4. Интегральная кривая десорбции содержащей тритий воды из цеолита

ОБОГАЩЕНИЕ ПРОБ ОКСИДА ТРИТИЯ

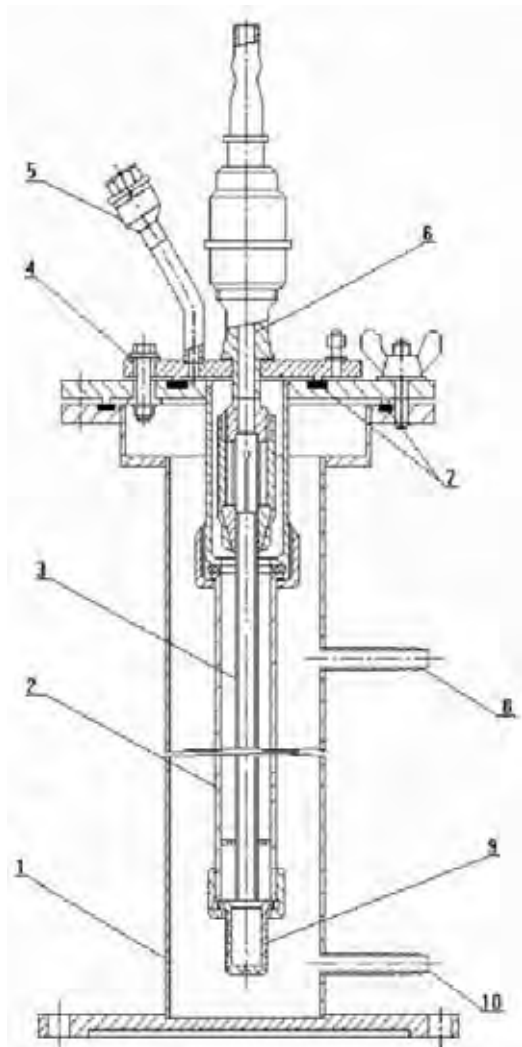


Рис.5. Электролизёр для обогащения воды тритием.

- 1 - корпус;
- 2 - ячейка электролитическая (катод);
- 3 - трубка никелевая (анод);
- 4 - втулка электроизолирующая;
- 5 - трубка для залива пробы с пробкой;
- 6 - трубка отвода радиолитических газов с байонетным разъёмом;
- 7 - прокладки изолирующие крышек ячейки и корпуса;
- 8, 10 - штуцеры отвода и подвода охлаждающей воды;
- 9 - стаканчик фторопластовый для сбора обогащённой пробы

Параметры и соотношения электролиза:

- объем раствора пробы: начальный **140 мл**, конечный **6 мл**
- титр **T** раствора по NaOH: начальный **6-8 мг/мл**, конечный **120-160 мг/мл**
- ток электрический постоянный: начальный **10 А**, конечный **0 А**;
- напряжение электрическое постоянное: начальное **4 В**, конечное **6 В**;
- температура охлаждающей воды; **15-20 °С**;
- продолжительность электролиза: **до 40 час**;
- коэффициент разложения **C: 17 – 20**;
- коэффициент удержания **R: 0,50 ± 0,05** (до 0,65 при 0°С);
- коэффициент обогащения **K: 9 -10** (до 13 при 0°С).

$$K = R \cdot C; \quad C = T_k / T_n; \quad R = A_k / A_n; \quad a_n = a_k / K$$

ИЗМЕРЕНИЯ АКТИВНОСТИ ТРИТИЯ

Счётные формы

Детектор внутреннего наполнения - жидкий сцинтиллятор **ЖС-8** или **HiSafe-3**

Дистиллят водной пробы $^3\text{H}_2\text{O}$

Мешающие факторы: флюоресценция, хемилюминесценция, гашение сцинтилляций, растворимость, температура.

Оптимальное соотношение объёмов пробы в счётной форме: **вода/ ЖС-8 = 1/9**, и **вода / HiSafe-3 = 5/7**.

Измерительный прибор

Радиометр **РЖС-05** с двумя регистрирующими фотоэлектронными умножителями, по схеме антисовпадений импульсов, в кювете стеклянные флаконы со счётной формой 10 или 12 мл, свинцовая защита.

Расчёт активности: $A = (N - N_{\phi}) \cdot [K_0 - \lambda(T - T_0)]$,

A - активность, Бк; **N** и **N ϕ** - интенсивность счётной формы и фона ЖС, имп/с;

K - коэффициент счёта, (Бк·с)/имп; **K $_0$** – значение **K** при температуре **T $_0$** ;

λ – температурный коэффициент, (Бк·с)/(имп ·°C).



Минимальная определяемая активность:

в водных пробах без обогащения **2 Бк/г** (РЖС-05) и **0,010 Бк/г** (Hidex 300SL)

в воздухе и выбросах - **4 Бк/м 3** (РЖС-05) и **0,02 Бк/м 3** (Hidex 300SL)





АКТИВНОСТЬ ТРИТИЯ В ВЫБРОСАХ НИИАР

Таблица 2. Выбросы в атмосферу через высотную трубу за год, Бк

Радионуклиды	Разрешённый- допустимый выброс	Фактический выброс							
		2003	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014
Σ ИРГ	$1,88 \cdot 10^{15}$	$1,1 \cdot 10^{15}$	$1,2 \cdot 10^{15}$	$9,6 \cdot 10^{14}$	$1,0 \cdot 10^{15}$	$1,5 \cdot 10^{15}$	$1,2 \cdot 10^{15}$	$1,4 \cdot 10^{15}$	$2,0 \cdot 10^{15}$
Σ нуклидов йода	$1,75 \cdot 10^{10}$	$2,4 \cdot 10^9$	$7,3 \cdot 10^9$	$3,5 \cdot 10^9$	$3,7 \cdot 10^9$	$6,3 \cdot 10^9$	$2,2 \cdot 10^9$	$8,9 \cdot 10^9$	$1,5 \cdot 10^{10}$
Σ α-нуклидов	$3,32 \cdot 10^8$	$1,0 \cdot 10^7$	$1,7 \cdot 10^7$	$9,3 \cdot 10^6$	$1,0 \cdot 10^7$	$8,4 \cdot 10^6$	$2,5 \cdot 10^7$	$1,8 \cdot 10^7$	$6,7 \cdot 10^7$
Σ β, γ- нуклидов	$1,84 \cdot 10^{10}$	$1,2 \cdot 10^{10}$	$4,9 \cdot 10^9$	$2,7 \cdot 10^9$	$2,9 \cdot 10^{10}$	$9,0 \cdot 10^9$	$4,5 \cdot 10^9$	$1,3 \cdot 10^9$	$1, \cdot 10^9$
Тритий	$1,46 \cdot 10^{13}$	$5,9 \cdot 10^{12}$	$4,3 \cdot 10^{12}$	$3,8 \cdot 10^{12}$	$6,7 \cdot 10^{12}$	$4,3 \cdot 10^{12}$	$4,8 \cdot 10^{12}$	$5,8 \cdot 10^{12}$	$5,9 \cdot 10^{12}$

Таблица 3. Радиационные характеристики отдельных радионуклидов

Радионуклид	Фактический выброс за 2010 год, Бк	Среднегодовая приземная объёмная активность $ОА_{\text{макс}}$, Бк/м ³	Допустимая среднегодовая объёмная активность в воздухе $ДОА_{\text{нас}}$, Бк/м ³	Доля от допустимой объёмной активности, $ОА_{\text{макс}} / ДОА_{\text{нас}} \cdot 10^{-4} \%$
Йод-131	$1,13 \cdot 10^9$	$1,1 \cdot 10^{-5}$	7,3	1,5
Плутоний-239	$4,15 \cdot 10^6$	$4,0 \cdot 10^{-8}$	0,0025	16
Цезий-137	$3,38 \cdot 10^9$	$3,3 \cdot 10^{-6}$	27	0,12
Стронций-90	$2,68 \cdot 10^8$	$2,6 \cdot 10^{-7}$	2,7	0,1
Тритий-3	$6,67 \cdot 10^{12}$	$6,5 \cdot 10^{-2}$	1900	34

Примечание: значение $ОА_{\text{макс}}$ достигается на расстоянии 1600 м от источника выброса.



ВЫБРОСЫ ТРИТИЯ ПРЕДПРИЯТИЯМИ ОТРАСЛИ

Таблица 4

Наименование организации	Разрешённый выброс	Фактический выброс за год, ТБк				
		2002	2003	2004	2005	2006
ЯЦ ВНИИТФ	185	112	93,7	38,9	85,5	
РИ им. Хлопина	182	0,0044	0,0063	0,01	0,01	0,011
ЯЦ ВНИИЭФ	603	300	191	274	172	
Комбинат ЭХП	89,2	89	89			
ОИЯИ	0,4	0,0073	0,034			
ИФВЭ	0,1			0,001	0,001	
НИИАР	14,6	4,85	5,86	4,16	4,20	3,85

ВНИИТФ – ВНИИ технической физики, **РИ им. Хлопина** – Радиевый институт,
ВНИИЭФ – ВНИИ экспериментальной физики, **Комбинат ЭХП** – Комбинат Электрохимприбор»,
ОИЯИ – Объединённый институт ядерных исследований,
ИФВЭ – ГНЦ Институт физики высоких энергий, **НИИАР** – ГНЦ НИИ Атомных реакторов.

Сбросы трития в открытую гидрографическую сеть

Таблица 5

		2004	2005	2006	2008	2009
	0,44	-	-	-	0,0012	0,00037
	25	-	-	-	0,067	0,0091
	2,4	0,3	2,46	1,69	0,17	0,13
“ ”	-	-	-	-	18,5	17,3
	200	18	24,9	1,84	0,40	0,11
	230	-	-	-	0,370	0,35
	77	-	-	-	0,0014	0,88
	770	-	-	-	2,1	9,8
	1000	-	-	-	2,1	9,5

Удаление в подземное хранилище ЖРО НИИАР: от 11 до 16 ТБк в год.

Выпадения трития с атмосферными осадками на территории РФ в разные годы составляли $(2,2-2,5) \cdot 10^4$ ТБк/год.

Представленные здесь *методы и устройства отбора проб и измерений активности трития* в воздухе рабочей зоны и в вентиляционных газоаэрозольных выбросах могут быть применены на предприятиях атомной отрасли, включая АЭС, в системах радиационного контроля.

БЛАГОДАРЮ ЗА ВНИМАНИЕ.



МОНИТОР НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСКОРИТЕЛЕЙ

И.Л. Ажгирей, И.С. Байшев, И.А. Курочкин,
В.С. Луканин, В.А. Пикалов, О.В. Суманеев

ФГБУ ГНЦ ИФВЭ НИЦ «Курчатовский институт»,
Протвино, Россия



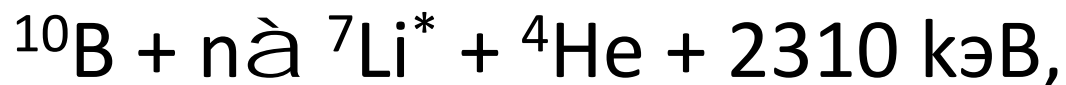
Мониторинг нейтронных полей

- Контроль радиационной нагрузки на электронику и чувствительные элементы детекторов и ускорительного оборудования.
- Исследования эффективности радиационной защиты.



Базовый детектор

- Базовый детектор нейтронного монитора – газоразрядный борный счётчик СНМ-14 в пропорциональном режиме.

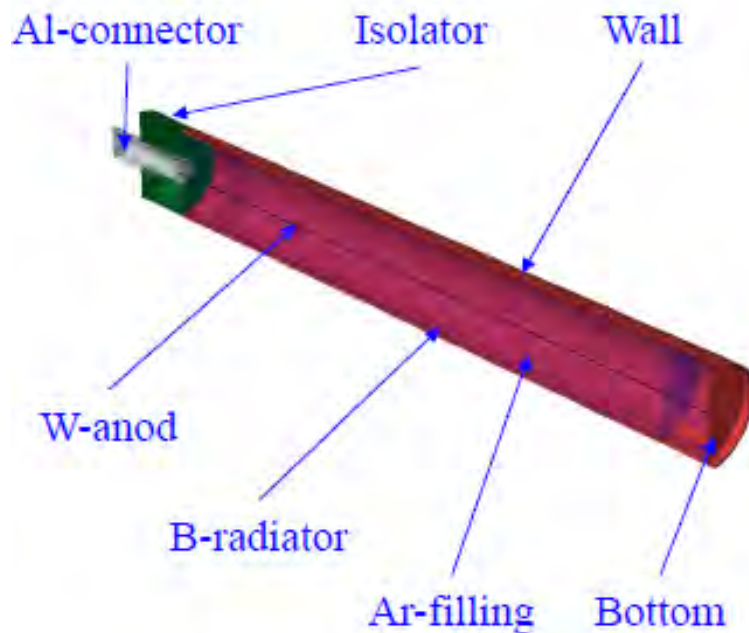


$$\sigma(n_{\text{th}}, \alpha) = 3840 \text{ барн}$$



Расчётная модель детектора CNM-14

Half of CNM-14





Моделирование

- Расчётное моделирование облучения монитора нейтронами различных энергий.
- Задача: понизить чувствительность к нейтронам низких энергий и повысить – к нейтронам высоких энергий.
- Для моделирования использованы программы:
 - MARS
 - FLUKA

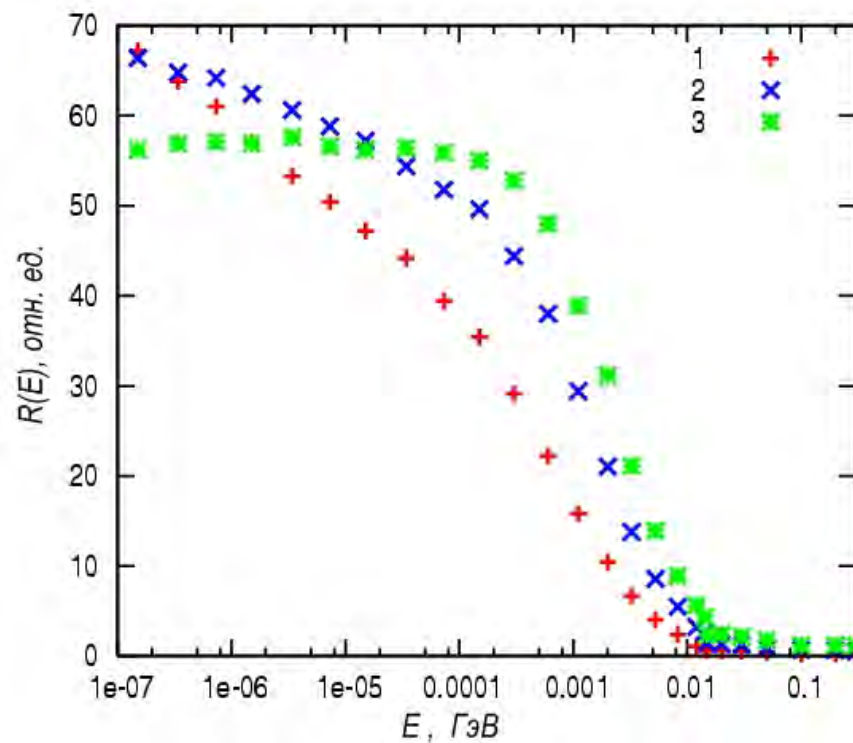


Чувствительность монитора к нейтронам различных энергий для различной толщины полиэтиленового замедлителя вокруг счётчика

1 – слой 4 см

2 – слой 5 см

3 – слой 6 см



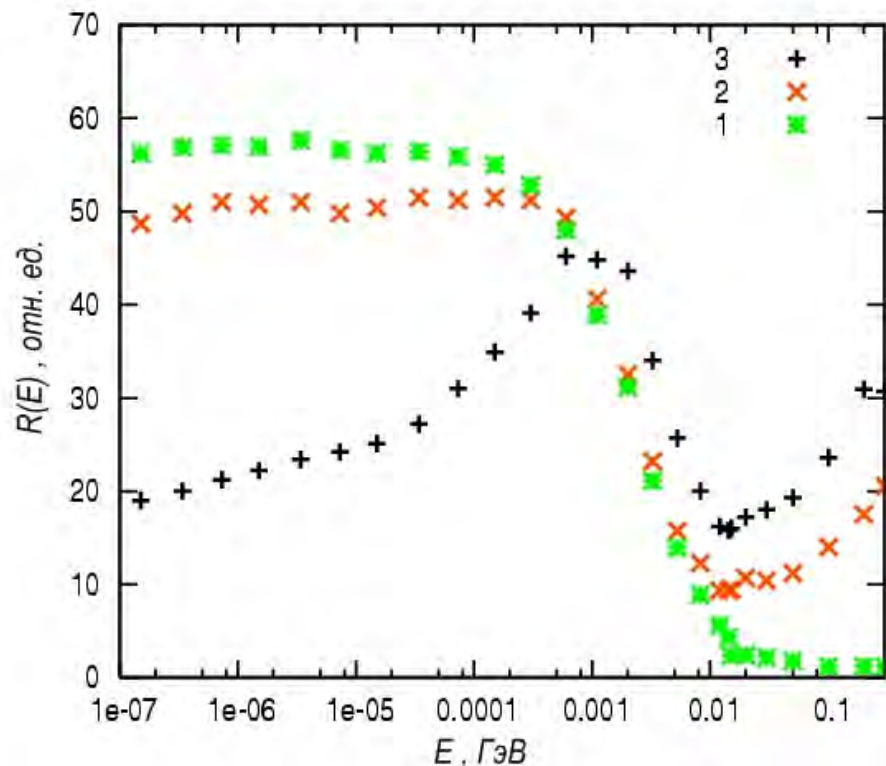


Изменение чувствительности монитора при развитии конструкции

1- только п/э замедлитель 6 см

2 – добавлен 1 см свинцовый радиатор

3 – добавлен внешний п/э замедлитель 3 см



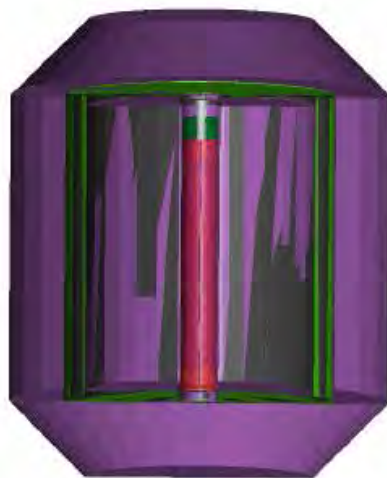


Общий вид основного нейтронного монитора

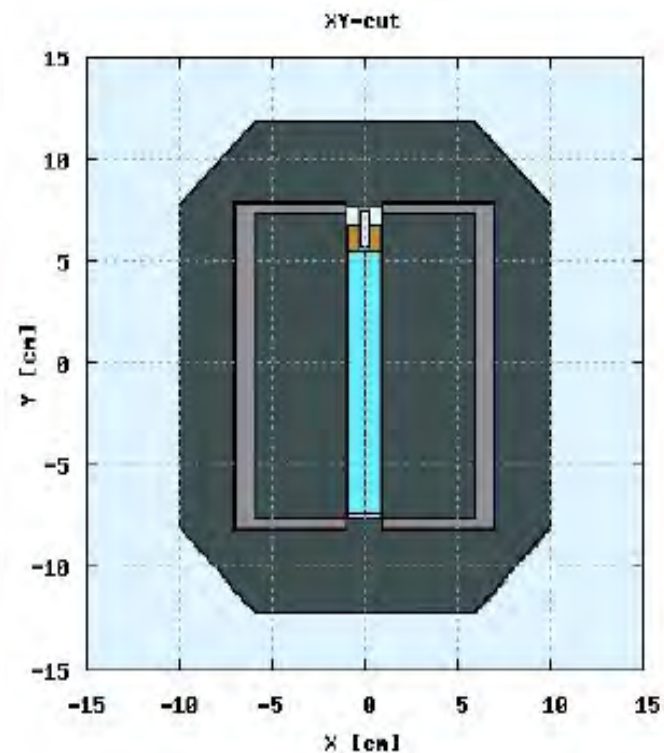
Barrel: general view



Cut of detector



XY-cut





Дополнительный нейтронный монитор

- Назначение – оценка жёсткости нейтронного спектра при одновременном использовании с основным монитором.
- Габариты такие же, как у основного монитора.
- Материал замедлителя – полистирол.
- Внутренний кадмиевый фильтр для коррекции функции чувствительности.

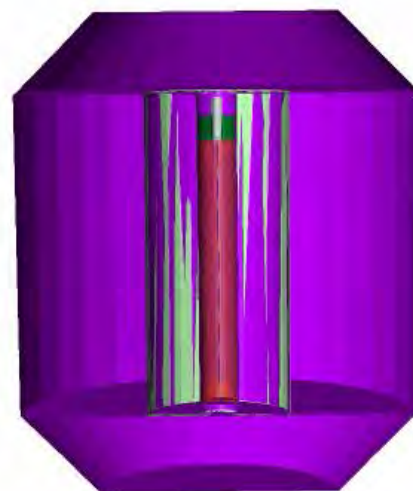


Общий вид дополнительного монитора

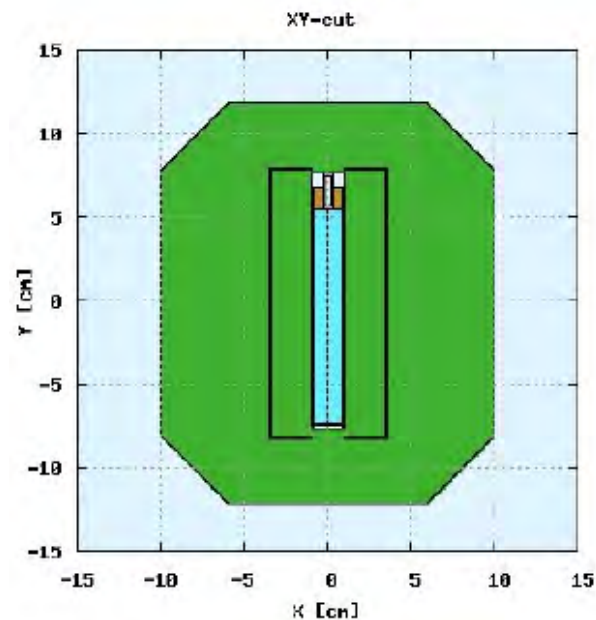
Polystyrene barrel



Cut of detector

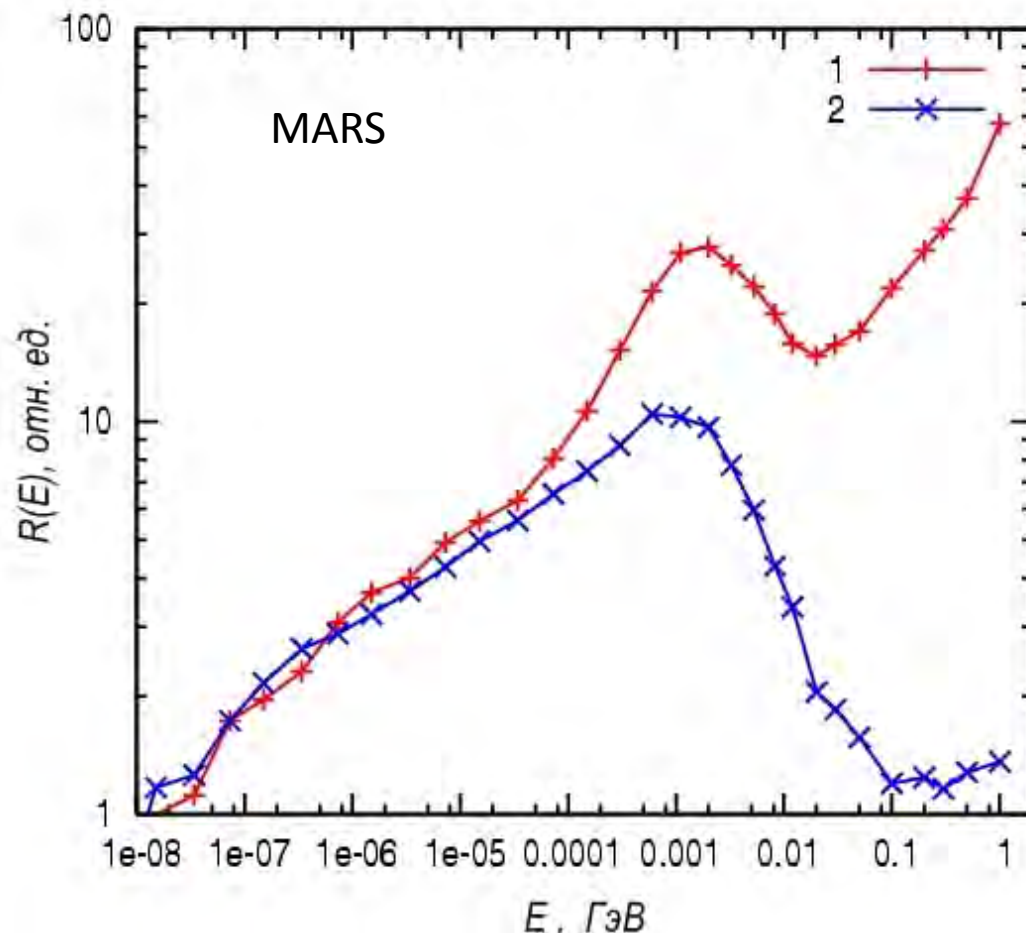


XY-cut





Энергетическая зависимость чувствительности основного и дополнительного мониторов



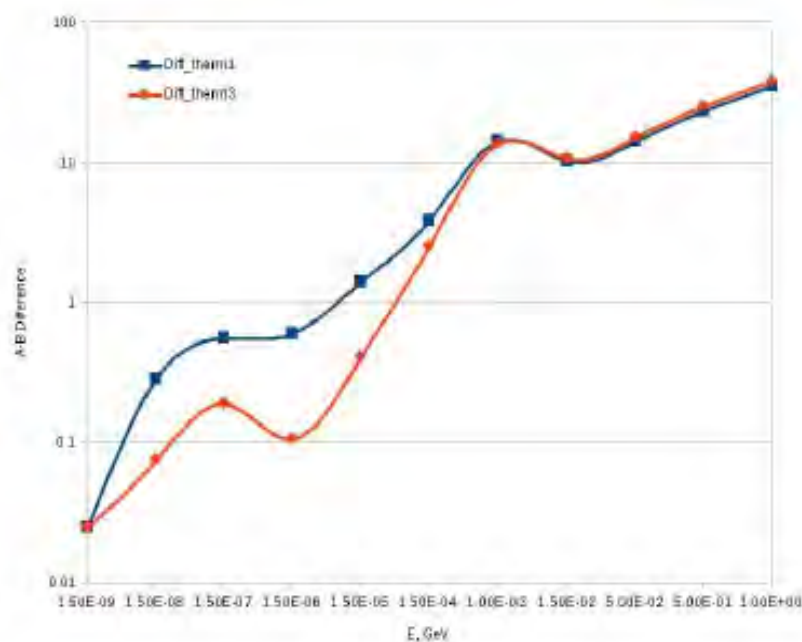
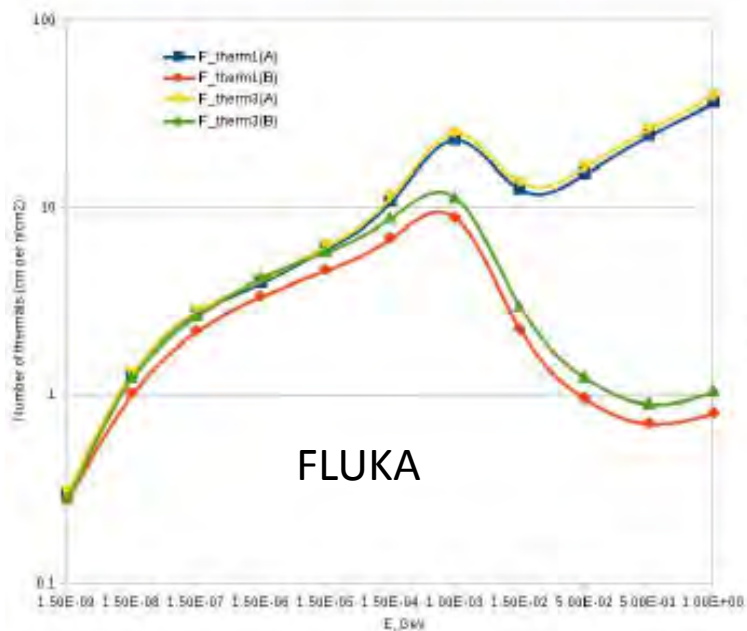


Энергетическая зависимость чувствительности основного и дополнительного мониторов

Plane source, normal incidence

Response function for A and B detectors

Difference of Responses (A-B)





Заключение

Разработан концептуальный проект монитора нейтронного излучения для высокоэнергетических ускорителей.

Монитор предназначен для оценки потока быстрых (с энергией выше 0,1 МэВ) нейтронов с корректным учётом вклада адронной компоненты (выше 10 МэВ).

Монитор может быть использован для контроля срока службы электроники и чувствительных к радиации элементов ускорителя и экспериментальных установок, а также для исследования эффективности радиационной защиты.



РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ НА ПУНКТАХ ВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ ОЯТ И РАО НА СЕВЕРО-ЗАПАДЕ РОССИИ



Н.К. Шандала, В.А. Серегин,
М.П. Семенова, А.А. Филонова,
С.М. Киселев, М. Сневе





Объекты исследования

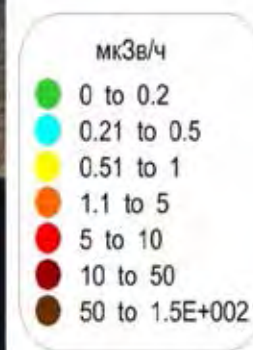
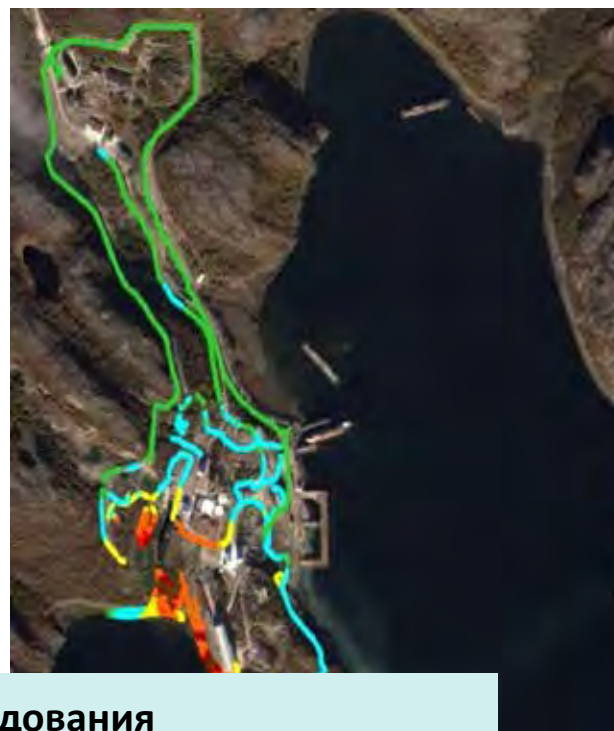




Оценка радиационной обстановки на территории промплощадки ПВХ г. Андреева



Мощность дозы γ -излучения



Промплощадка	Год исследования			
	2002	2008	2010	2013
СЗЗ	-	0,12 – 0,32	0,1-7,34	0,1-0,2
ЗКД	0,5-450	0,69 - 260	0,07-115	0,5-150
Фоновые значения для региона		0,1-0,15		



Содержание техногенных радионуклидов в почве и растительности на территории СЗЗ



Радионуклид	2005	2008	2010	2013
Почва*, Бк/кг				
^{90}Sr	-	0,85-4,1	2,3-63,1	4,6-35,4
^{137}Cs	9,3-36	5,3-115	12-154	23-98
Растительность, Бк/кг				
^{90}Sr	2,1-3,2	2,1-41	0,6-83	1,1-28
^{137}Cs	1,7-4,4	1,2-22	7-60	6,2-67
*Фоновые значения цезия-137 и стронция-90 в почве – (1-50) и (1-20) Бк\кг соответственно				



Содержание техногенных радионуклидов в объектах окружающей среды в зоне наблюдения ПВХ



Радионуклид	2005	2008	2010	2013
Почва, Бк/кг				
^{90}Sr	-	0,7-8,4	0,6-2,6	0,5-5,4
^{137}Cs	1,4-8,6	1,1-60	1,4-13,1	1,0-18,3
Растительность, Бк/кг				
^{90}Sr	0,7-7,6	4,2- 8,4	0,3-3,6	2,3-4,9
^{137}Cs	2,5-8,6	4,2- 22	2,7-10	3,0-24,5
Грибы, Бк/кг				
^{90}Sr	34	40	25	43
^{137}Cs	25	22	14	12
Ягоды, Бк/кг				
^{90}Sr	12,5	21	15	18
^{137}Cs	203,1	26	32	31
Вода, Бк/л				
^{90}Sr	0,001	0,001	0,003	0,006
^{137}Cs	0,02	0,02	0,01	0,01



Содержание техногенных радионуклидов в объектах морской акватории



Содержание техногенных радионуклидов в объектах прибрежной морской акватории за сооружением 5

Радионуклид	Фоновое содержание	2005	2008	2010	2013
Вода морская, Бк/л					
^{90}Sr	0,004	0.26	0,2	0,025	0,005
^{137}Cs	0,006	0.03	0,33	0,043	0,015
Донные отложения, Бк/кг					
^{90}Sr	0,5-12	-	5-16	3,1-10	11-44
^{137}Cs	11-29	30-600	18-160	22-140	19-160
Водоросли, Бк\кг					
^{90}Sr	0,2-14	12-50	11-15	2,1-10	5,6-18,1
^{137}Cs	5-18	12-147	1,2-19	22-140	9,1-66



Содержание техногенных радионуклидов в объектах прибрежной морской акватории в районе старого пирса



Радионуклид	Фоновое содержание	2005	2008	2010	2013
Вода морская, Бк/л					
^{90}Sr	0,004	-	0,03	0,015	0,005
^{137}Cs	0,006	-	0,04	0,33	0,015
Донные отложения, Бк/кг					
^{90}Sr	0,5-12	-	2-17	3-12	9-15
^{137}Cs	11-29	-	12-160	22-85	19-63
Водоросли, Бк\кг					
^{90}Sr	0,2-14	-	13-18	5-23	5-17
^{137}Cs	5-18	-	2,9-10	4-12	4-11



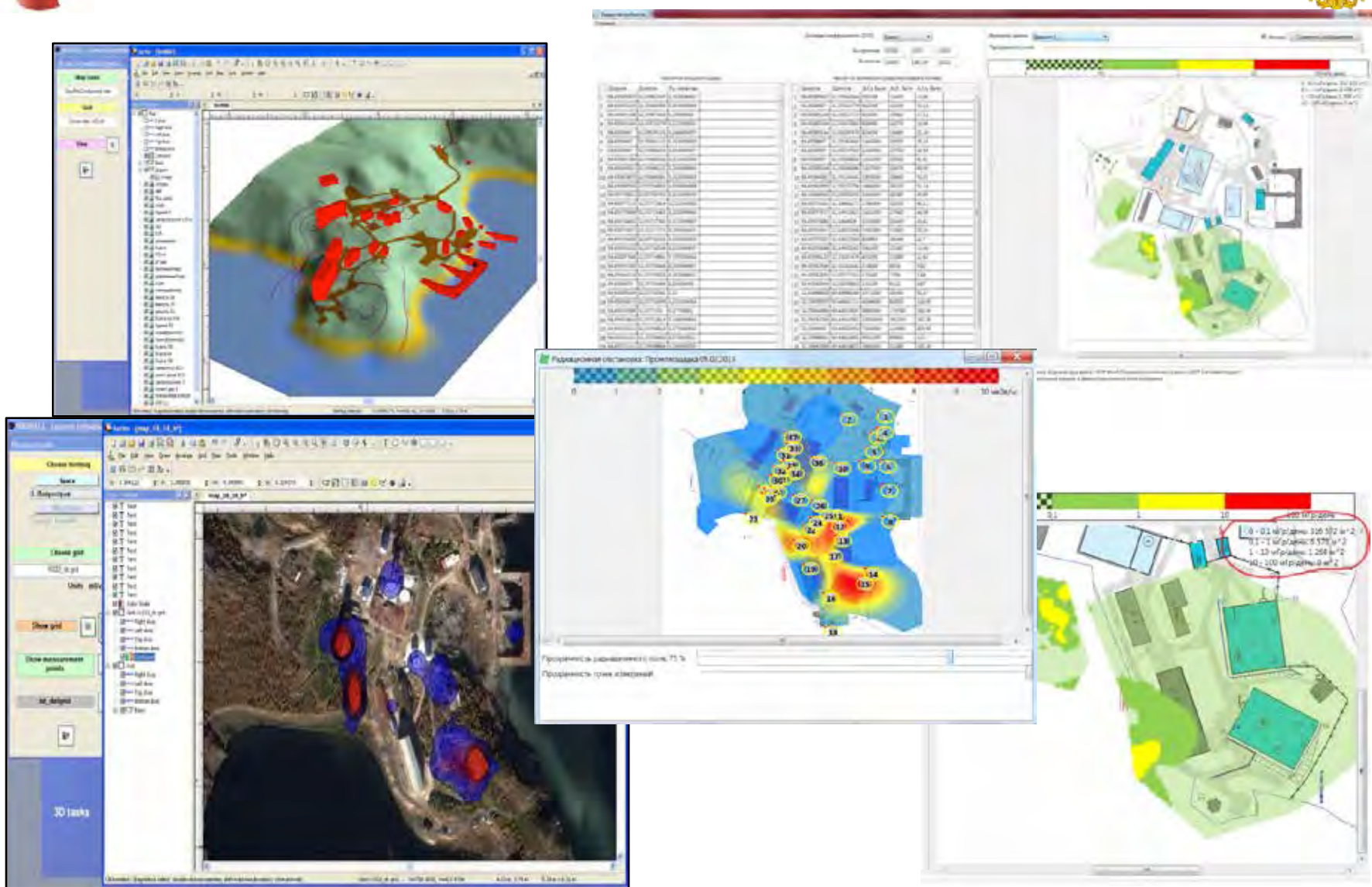
Значения коэффициентов десорбции ^{90}Sr и ^{137}Cs в почвах и донных отложениях

Место отбора	Наименование пробы	Коэффициент миграции ^{90}Sr ($K_{90\text{Sr}}$)	Коэффициент миграции ^{137}Cs ($K_{137\text{Cs}}$)
Площадка № 3 у сооружения 7 А	Почва	0.92	0.04
Около галерей БСХ у аварийного выхода	Почва	0.94	0.17
Море в 10 м от береговой полосы за ограждением СЗЗ	Донные отложения	0.82	0.73
Море в 20 м от берега	Донные отложения	0.79	0.81

около 80% валового стронция-90 может мигрировать по биологическим цепям



ГИС





«Environment»



Референтные
организмы:

- § «разнотравье»
- § береза
- § дождевой червь
- § остромордая лягушка
- § норвежский лемминг

