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

Секционные заседания

Секция № 4 «Обеспечение безопасности проектируемых, действующих и остановленных радиационно-опасных объектов».

Председатель секции: к.т.н. **Васюхно Владимир Петрович**

Сопредседатель секции: к.ф.-м.н. **Пышко Александр Павлович**

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.
Беспала Евгений Владимирович	Расчетно-экспериментальный анализ процесса выделения энергии Вигнера в графитовой кладке остановленного уран-графитового реактора.	АО «ОДЦ УГР», инженер-физик	3
Буланенко Валерий Иванович	Оценка радиационных последствий при возникновении СЦР.	АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», с.н.с.	22
Васюхно Владимир Петрович, к.т.н.	Определение содержания примесей в свинцовом теплоносителе РУ БРЕТ-ОД-300 нейтронно-активационным методом.	АО «НИКИЭТ», директор отделения	42
Васюхно Владимир Петрович, к.т.н.	Разработка нового материала радиационной защиты на основе дроби гидрида титана.	АО «НИКИЭТ», директор отделения	50
Кузнецов Александр Алексеевич, д.х.н.	Перспективные термо- и радиационностойкие полимерные матрицы и связующие.	ФГБУН ИСПМ РАН, зав. лаб.	59
Мазур Иван Константинович	Информационно-аналитическая система для РБ персонала радиационно-опасного предприятия.	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, инженер	94
Никитина Ирина Валентиновна, к.х.н.	Полимерные композиты - материалы защиты для обеспечения безопасности проектируемых радиационно-опасных объектов и технологий.	ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей», начальник сектора	110
Панов Алексей Валерьевич, д.т.н.	Комплексный радиационно-экологический мониторинг 30-км зоны площадки АЭС «РУППУР» в народной республике Бангладеш.	ФГБНУ «ВНИИРАЭ», зав. сектором	125
Пастухов Александр Николаевич	Выполнение федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» на ФГУП «Атомфлот».	ФГУП «Атомфлот», начальник службы	154
Петоян Иван Матвеевич, к.т.н.	Медико-гигиенические проблемы радиационной безопасности населения в ядерных технологиях.	ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, зав. лаб.	192
Сокольников Михаил Эдуардович, д.м.н.	Пожизненный риск смерти от рака легкого, как мера надежности стандартов радиационной безопасности при облучении инкорпорированным плутонием-239.	ФГУП ЮУрИБФ ФМБА России, зав. даб.	207
Швалев Николай Германович	Обеспечение радиационной безопасности на АЭС. Состояние и перспективы.	ОАО «Концерн Росэнергоатом», главный эксперт	225

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ПРОЦЕССА ВЫДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГИИ ВИГНЕРА В ГРАФИТОВОЙ КЛАДКЕ ОСТАНОВЛЕННОГО УРАН-ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА

АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов»,
Россия, Томская область, г.Северск

Е.В. Беспала, А.О. Павлюк,
С.Г. Котляревский, А.М. Изместьев

Актуальность работ по обращению с облученным графитом в Российской федерации

На территории Российской Федерации в настоящее время работают 15 энергоблоков с уран-графитовыми реакторами: 11 энергоблоков РБМК и 4 энергоблока ЭГП-6.

Остановлены и находятся в процессе вывода из эксплуатации или подготовки к нему 13 ПУГР, два блока с УГР АМБ-100 и АМБ-200 (Белоярская АЭС), реактор АМ (Калужская обл., г.Обнинск).

Суммарные масса графитовых кладок и втулок УГР РФ.

Масса графита в кладках, т	Масса графитовых втулок, т	ИТОГО
42044	12111,9	54155,9

Объем кладок графитовых кладок УГР - 27234 м^3.

В облученном графите УГР содержатся продукты активации - ^{60}Co, ^{3}H, ^{14}C, ^{36}Cl.

Активность ^{14}C (~10^5-10^6 Бк/г) составляет 95% активности облученного графита.

Облученный графит может стать источником загрязнения окружающей среды техногенными радионуклидами.

Краткая информация об АО «ОДЦ УГР»

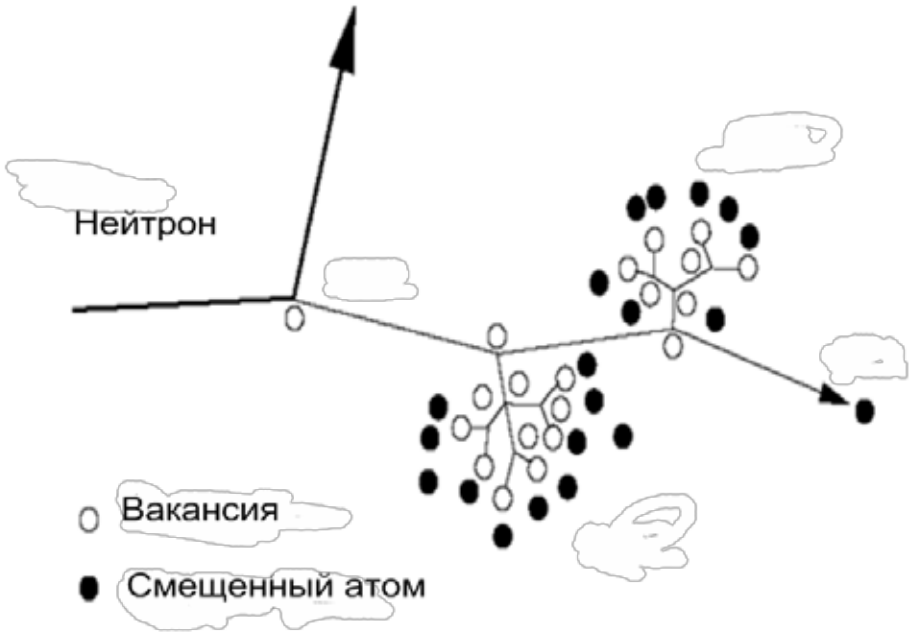
АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (АО «ОДЦ УГР») создано в сентябре 2010 года.

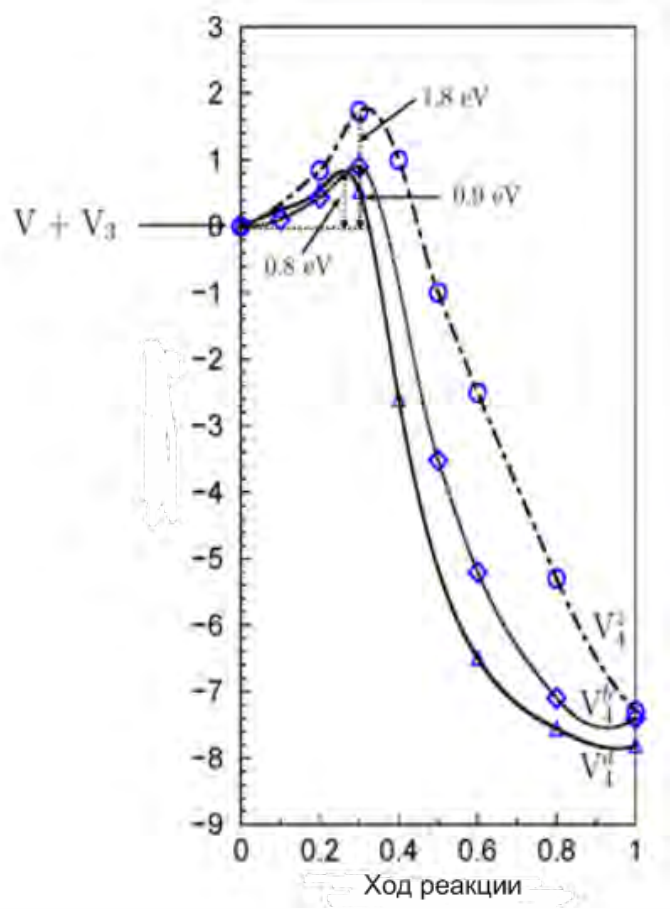
Цель деятельности АО «ОДЦ УГР» - обеспечение серийного вывода из эксплуатации однотипных объектов использования атомной энергии на основе унифицированных технологий, пригодных к тиражированию на предприятиях отрасли и экспортированию.

База для развития технологий вывода из эксплуатации – 5 ПУГР

Энергия Вигнера. Накопление и отжиг.

При замедлении в графите быстрый нейтрон создает около $2 \cdot 10^4$ выбитых из узлов кристаллической решетки атомов

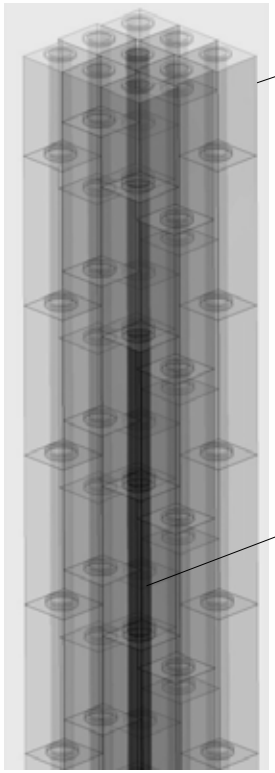


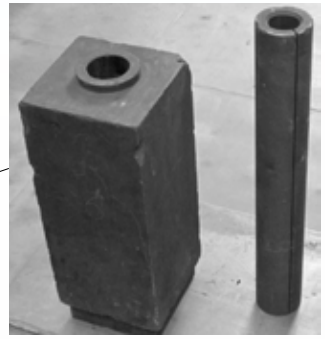


Энергетическая диаграмма процесса отжига дефектов с выделением энергии (энергии Вигнера)

Методы , оборудование отбора образцов

a) Участок графитовой кладки, состоящий из графитовых колонн





графитовый блок и графитовая втулка

отверстия в графитовом блоке после отбора кернов

b) Графитовый блок

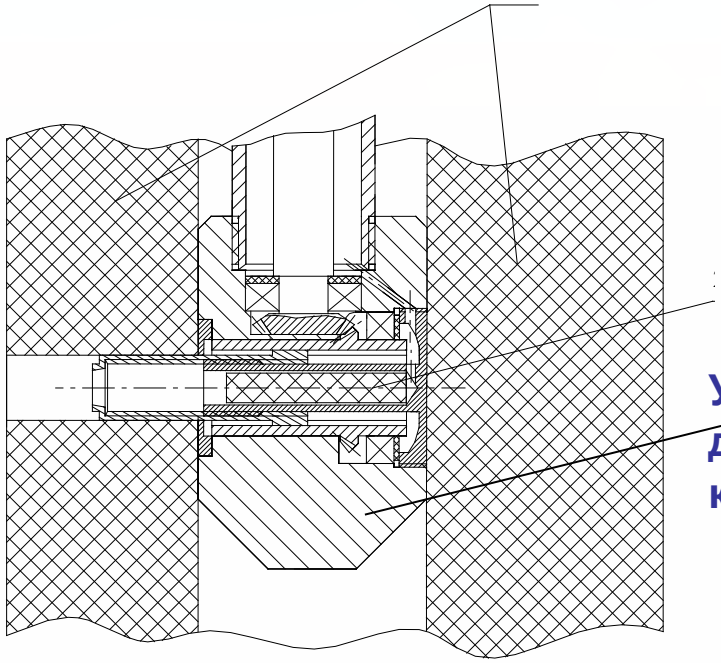
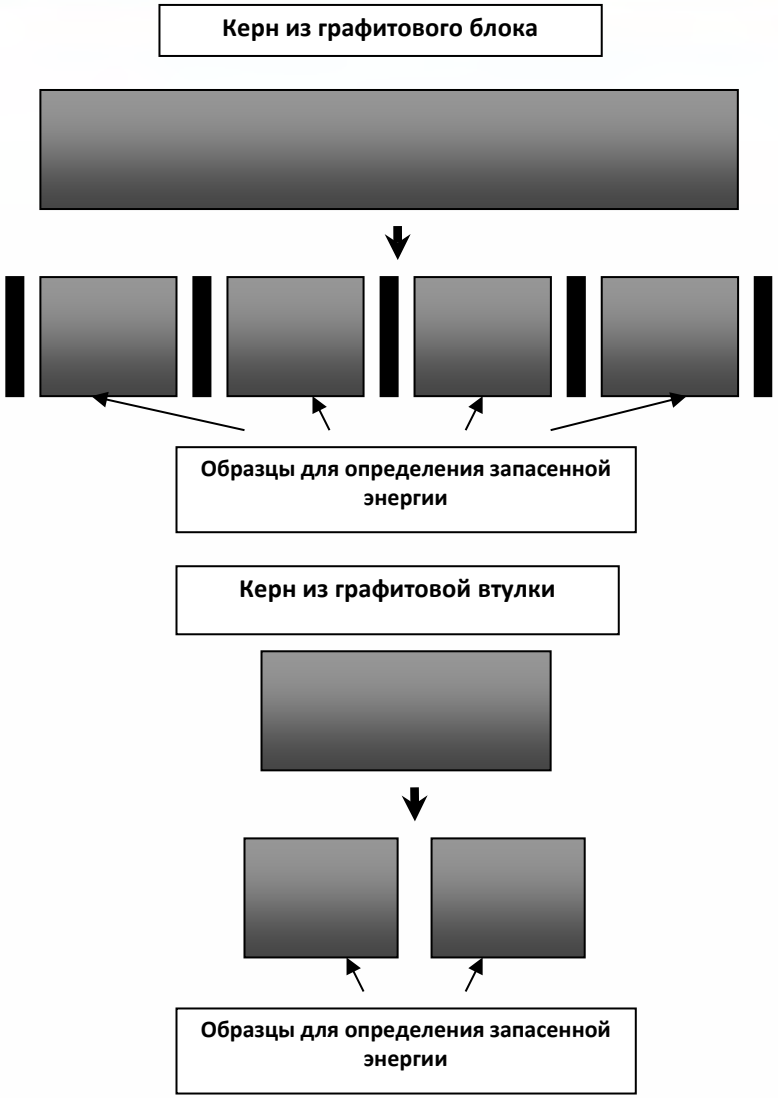
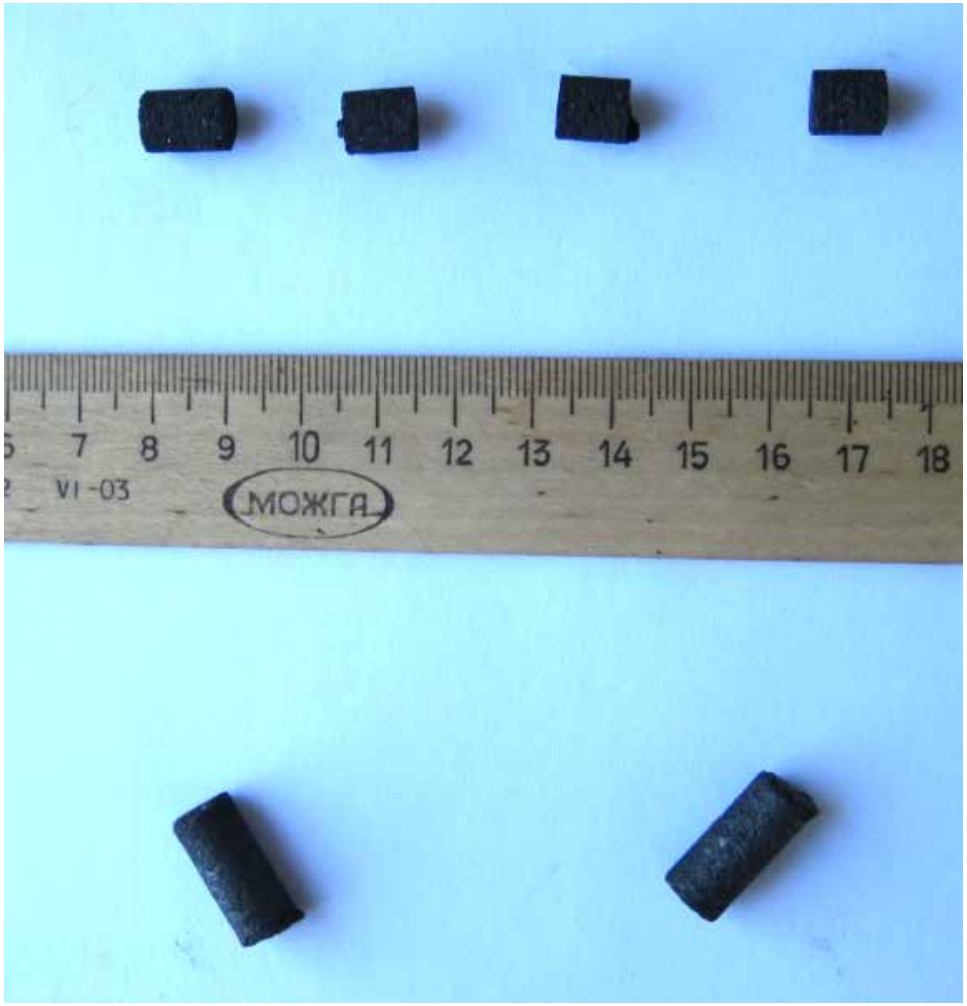


Схема и устройство для горизонтального отбора графитовых кернов из УГР (отбор осуществляется без извлечения графитовых блоков из УГР)

СХЕМА ИЗГОТОВЛЕНИЯ ОБРАЗЦОВ ИЗ КЕРНОВ, ОТОБРАННЫХ ИЗ БЛОКОВ И ВТУЛОК ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ

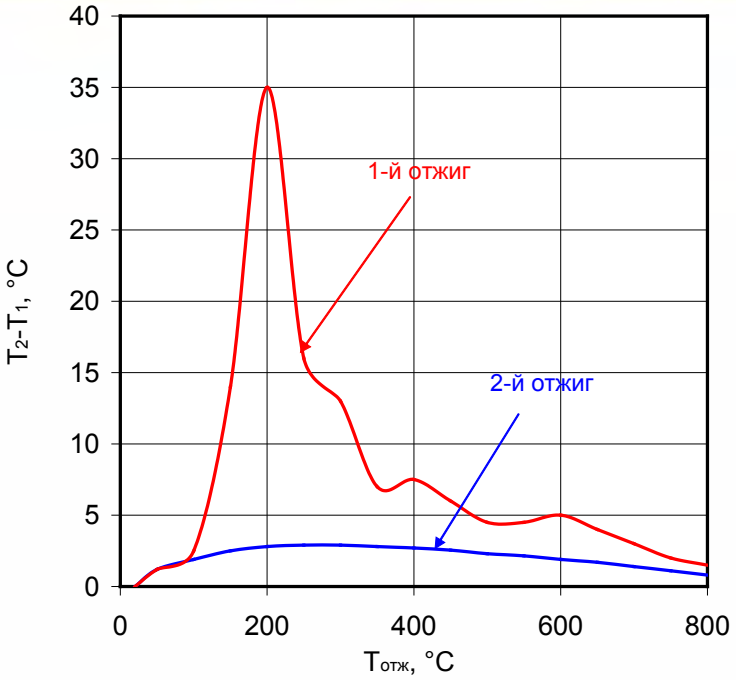


Графитовые образцы



Экспериментальное определение параметров выделения энергии Вигнера

Схема опытно-экспериментальной установки для дифференциально-термического анализа



Зависимость разности температур облученного и необлученного образцов от температуры отжига для двух последовательных отжигов

Экспериментальное определение параметров выделения энергии Вигнера

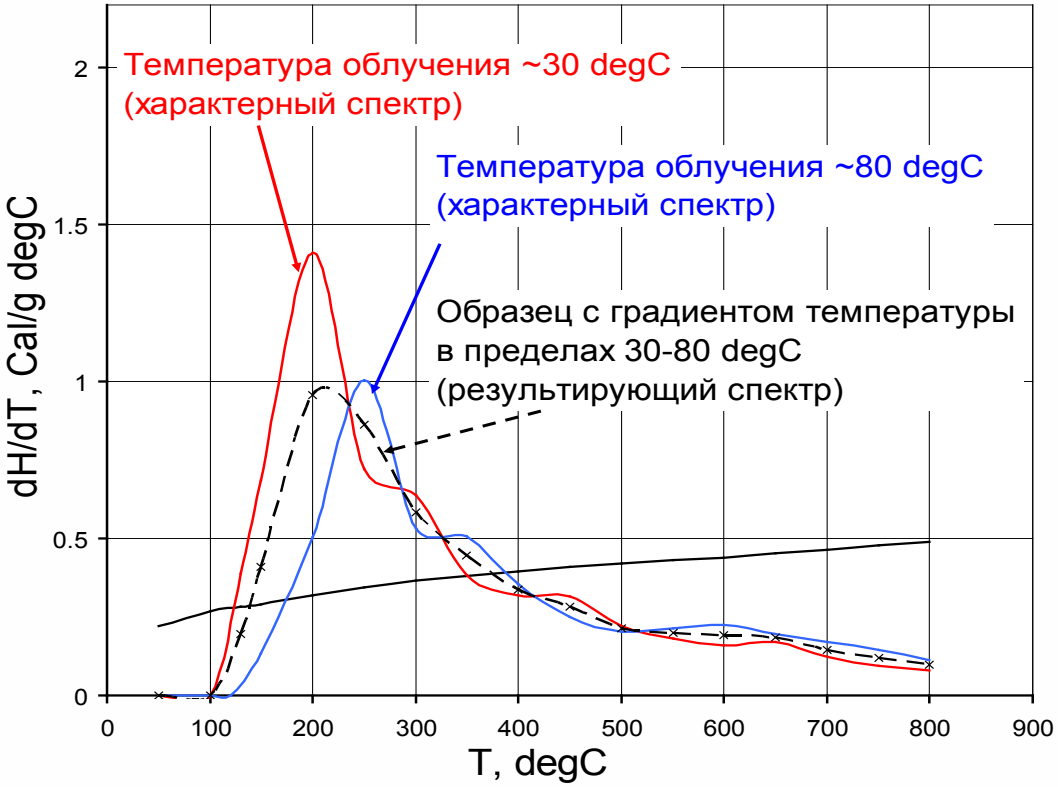
Характеристики экспериментальной установки:

- Масса образцов и эталонов – 0.5-3 г;
- Форма образца – цилиндрическая d=7-15 мм; h=8-20 мм;
- Подъем температуры отжига по линейному закону до ~800 ^{0}C со скоростью 10-15 ^{0}C/мин;
- Двухстеночная схема калориметра (с целью выравнивания температурного поля по сечению рабочего объема калориметра);
- Рабочая среда – технический вакуум (с целью снижение неравномерности температурного поля под влиянием конвективных потоков, усиление величины теплового эффекта при выделении энергии Вигнера);
- Параметры выделения энергии Вигнера определяются по различию кривых разницы температуры между образцом и эталоном при первичном и повторном отжиге.

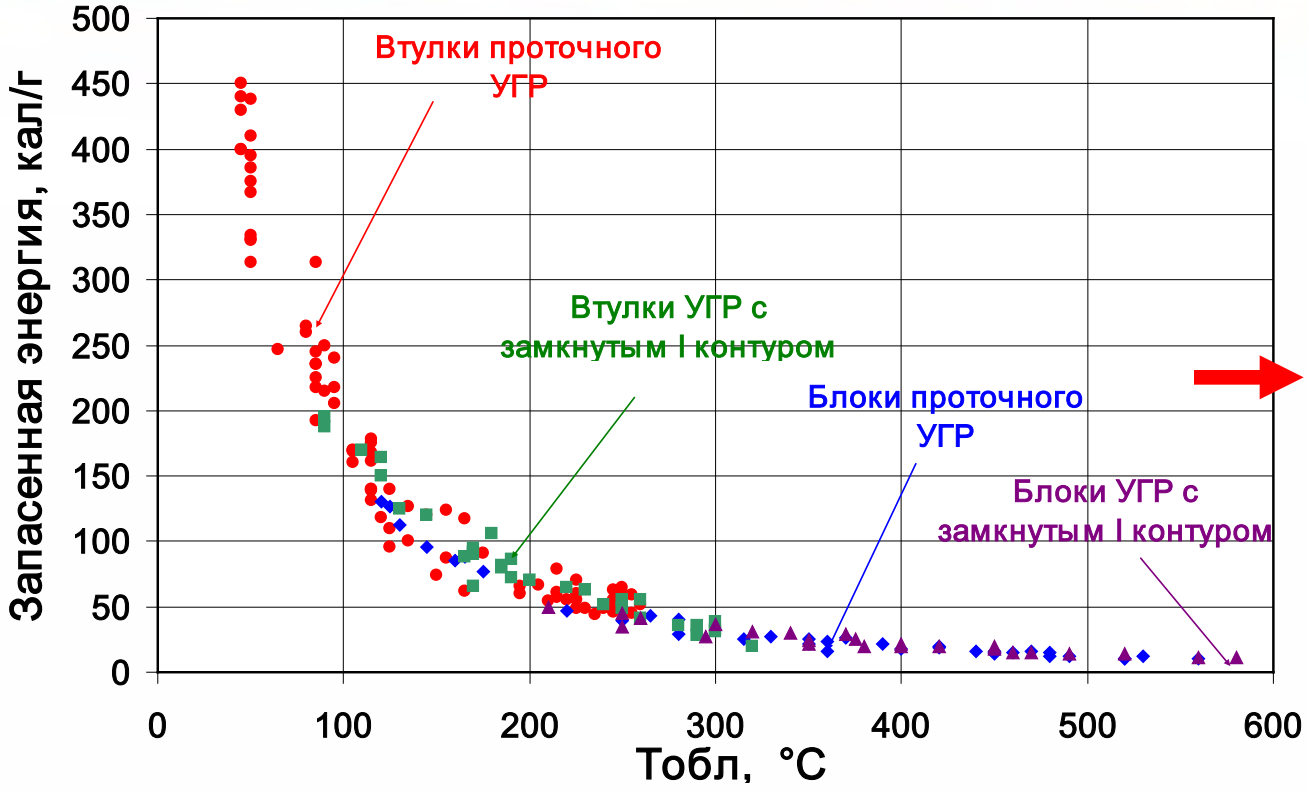
Экспериментальное определение параметров выделения энергии Вигнера

Эффект проявляется в следующем:
- **сглаживание спектра;**
- **уменьшение амплитуды максимумов за счет усреднения теплового эффекта по длине образца.**

Размер и форма образца могут влиять на экспериментально регистрируемую форму спектра выделения энергии Вигнера. Данный эффект наиболее сильно проявляется для образцов с низкой температурой облучения и наличием градиента температуры облучения по длине образца.



Результаты экспериментального определения параметров выделения энергии Вигнера (интегральная величина)

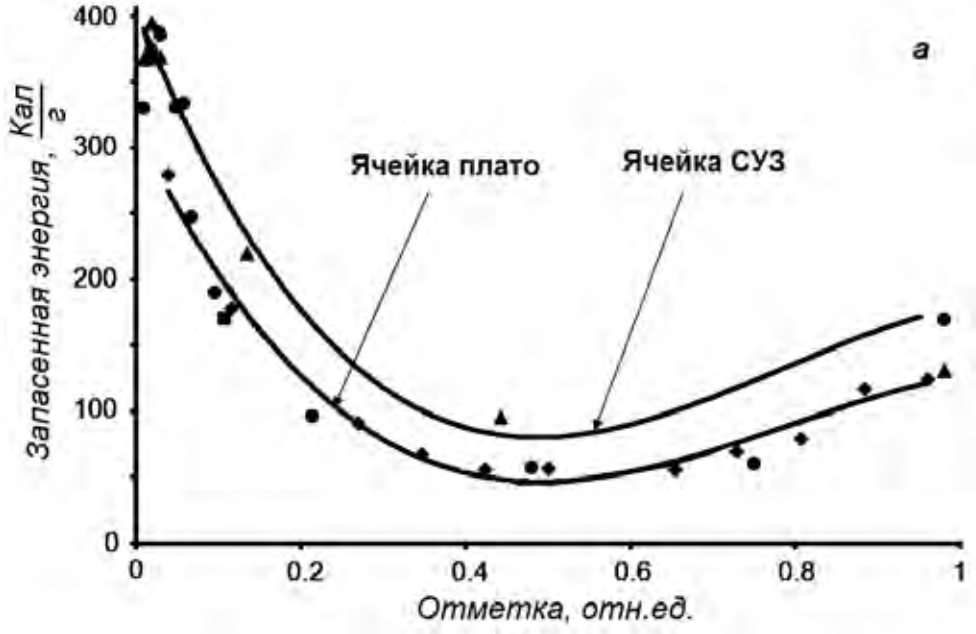


Наибольшие тепловые эффекты при выделении энергии Вигнера следует ожидать для элементов и районов графитовой кладки с наиболее низкой температурой облучения проточного УГР

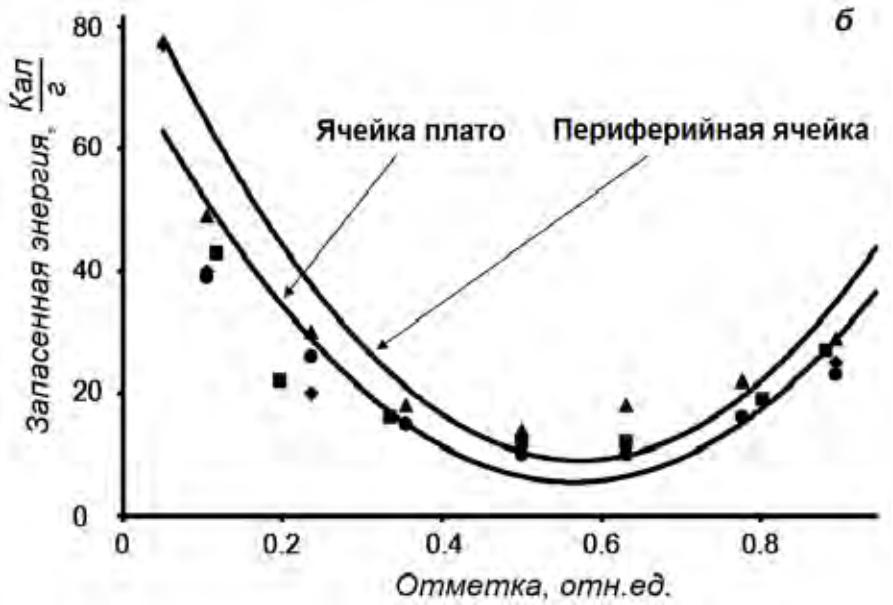
Зависимость величины энергии Вигнера деталей графитовых кладок УГР от температуры облучения

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ ВЫДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГИИ ВИГНЕРА

Для графитовых втулок



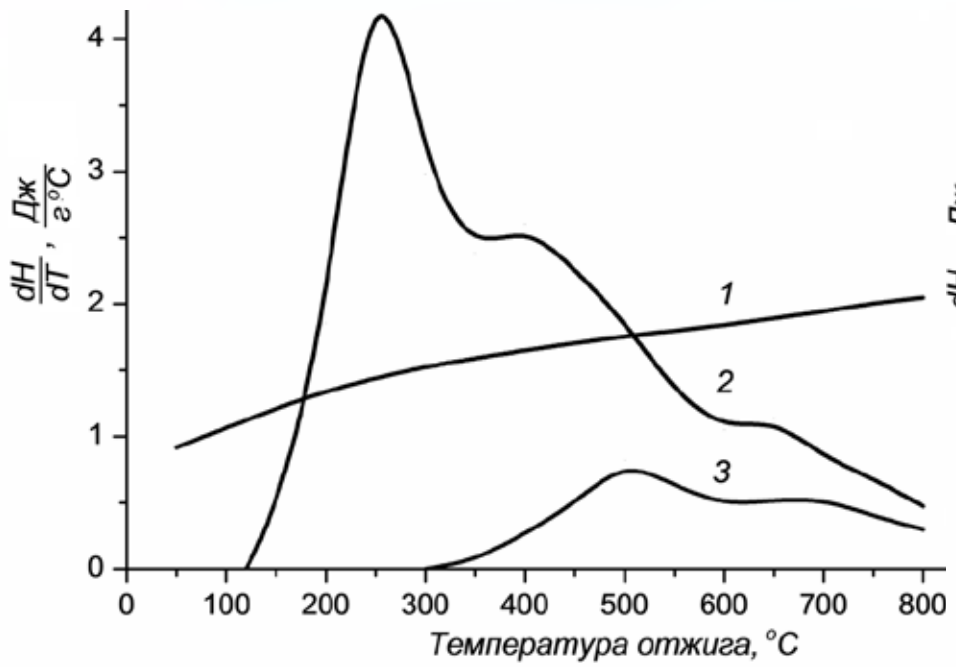
Для графитовых блоков



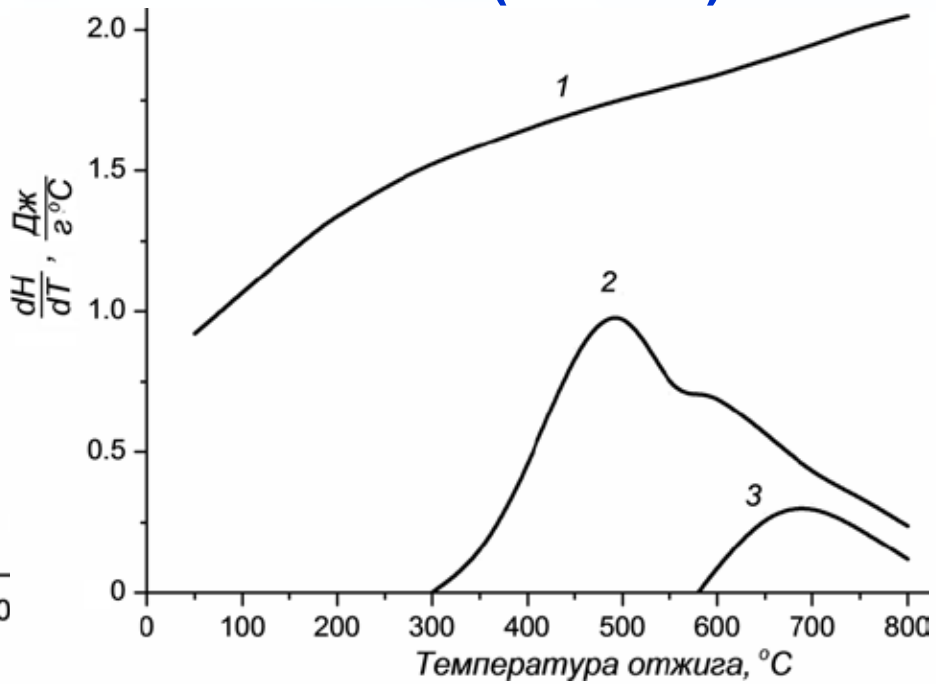
Характерные распределения интегральной величины запасенной энергии по высоте графитовой кладки остановленного реактора

Результаты экспериментального определения параметров выделения энергии Вигнера (спектры выделения)

А (Втулки)



Б (Блоки)



Характерные спектры выделения запасенной энергии в графите кладки остановленного реактора с водяным охлаждением, эксплуатировавшегося в проточном режиме: 1 – удельная теплоемкость графита С(Т); 2 – интенсивность выделения энергии Вигнера (dH/dT) для втулки (А) и блока (Б) из верхней части кладки; 3 – интенсивность выделения энергии Вигнера (dH/dT) для втулки (А) и блока (Б) из центральной части кладки.

Расчетное определение тепловых эффектов за счет выделения энергии Вигнера для графита проточного УГР

Решение нестационарной задачи теплопроводности для элементов и районов графитовой кладки с наиболее критическими параметрами выделения энергии Вигнера

Максимально возможный тепловой эффект - выделение энергии Вигнера в адиабатических условиях для втулки из верхней части кладки с наиболее низкой температурой облучения (~50-70 ^{0}C)

На практике организовать невозможно: тепловой контакт с графитовыми блоками (в блоках выделение энергии Вигнера можно не учитывать), конвективный теплообмен на поверхности втулки.

Тепловой эффект для верхнего слоя графитовой кладки с наиболее низкой температурой облучения (верхняя часть графитовой кладки проточного УГР):

температура облучения втулок ~50-70 ^{0}C;

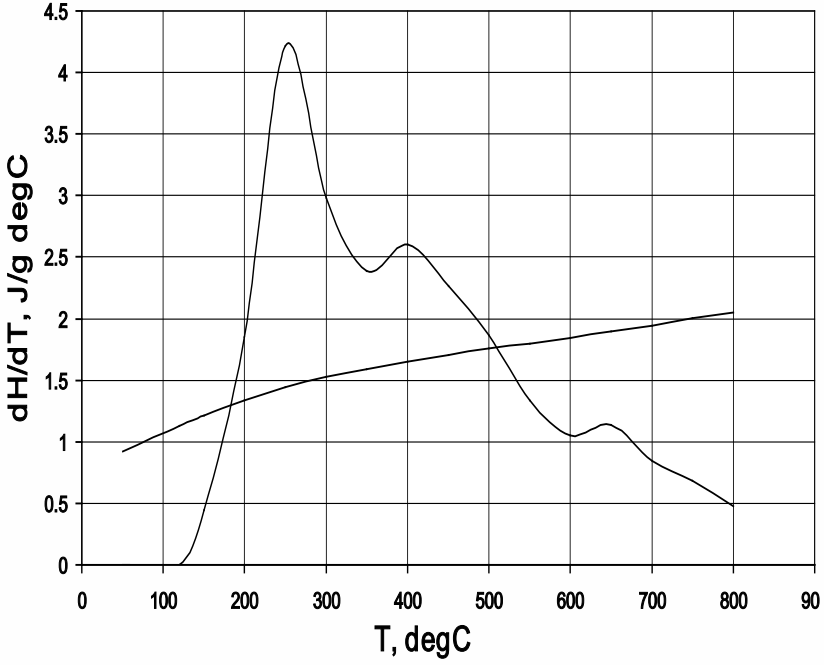
температура облучения блоков ~200-250 ^{0}C.

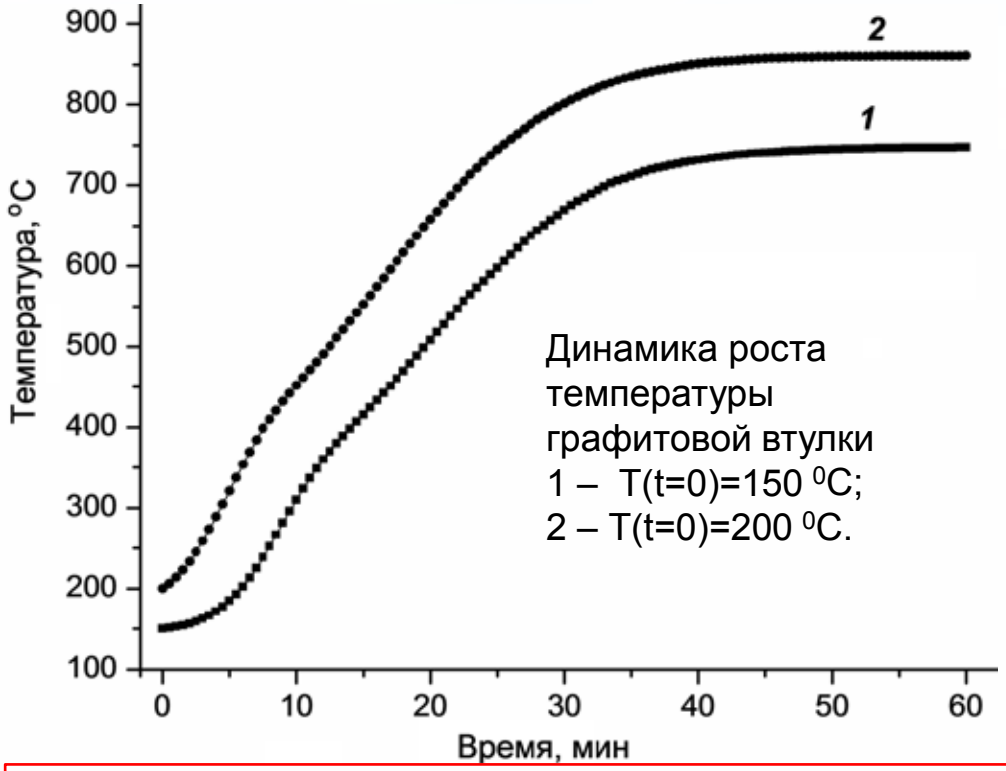
Расчетное определение тепловых эффектов за счет выделения энергии Вигнера для графита проточного УГР

Адиабатический разогрев верхней втулки

Начальные условия:
T(t=0)>150^{0}C (за счет внешних источников тепла)

Интенсивность энерговыделения (по экспериментальным данным)





Динамика роста температуры графитовой втулки
1 – T(t=0)=150 ^{0}C;
2 – T(t=0)=200 ^{0}C.

$$d_z \rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} + d_z \rho C_p (\vec{u} \cdot \nabla T) = \nabla \cdot (d_z k \nabla T) + d_z Q + Q_p$$

ρ – плотность графита;

$Q = \rho(\frac{dH}{dt})$ – скорость выделения энергии Вигнера;

Расчетное определение тепловых эффектов за счет выделения энергии Вигнера для графита проточного УГР

Условия и допущения:

бесконечный слой графитовой кладки с шагом решетки 200 мм;

ячейка квадратного сечения заменена эквивалентной радиально симметричной;

начальная температура слоя $T(t=0)>150^0C$ (за счет внешних источников тепла);

отсутствие теплоотвода через отверстия ячеек графитовой кладки;

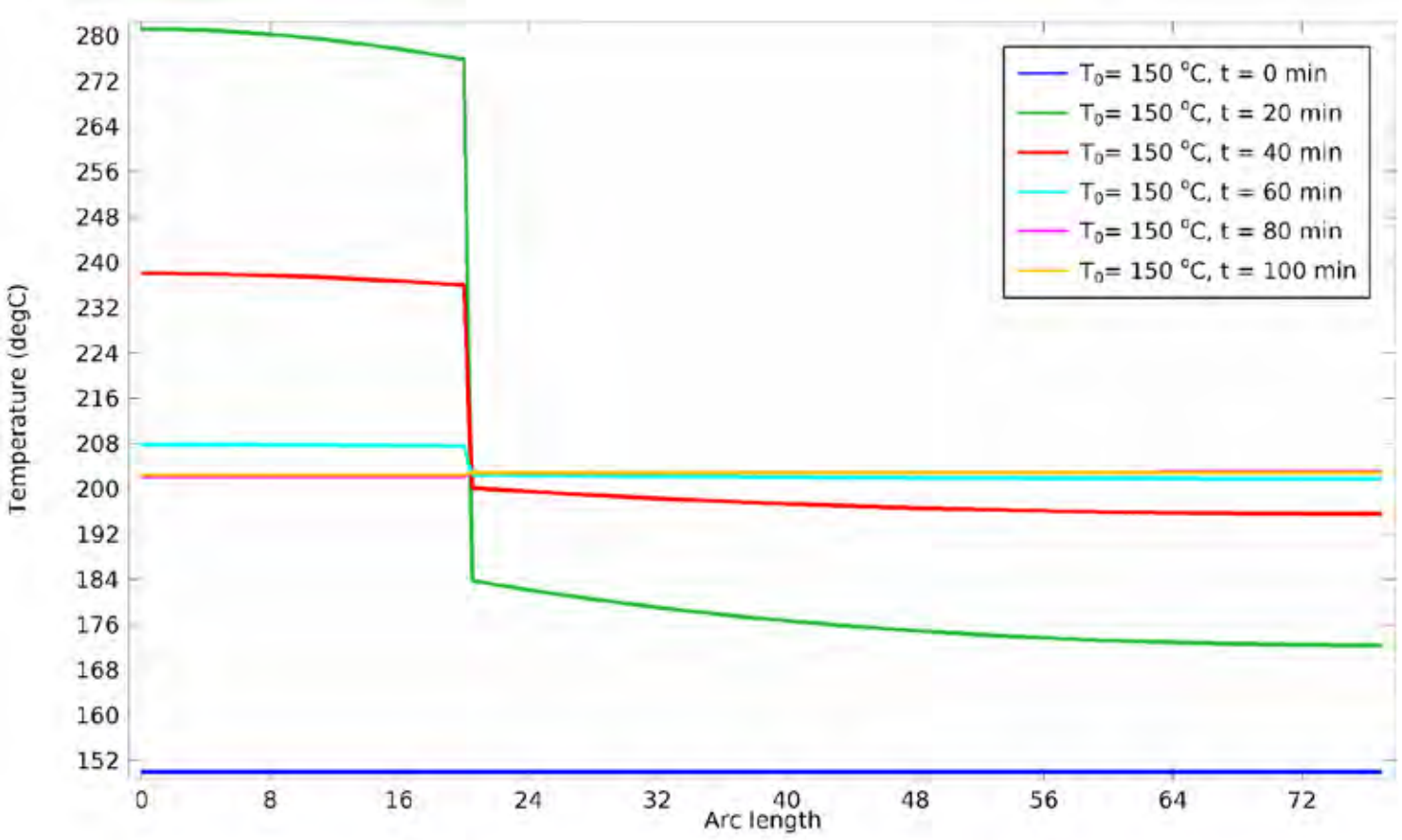
условие симметрии теплового потока на внешней границе графитового блока;

воздушный зазор между втулкой и блоком задан также консервативно и принят равным 0,5 мм (реально 0,1-0,4 мм).

Схема эквивалентной ячейки графитовой кладки

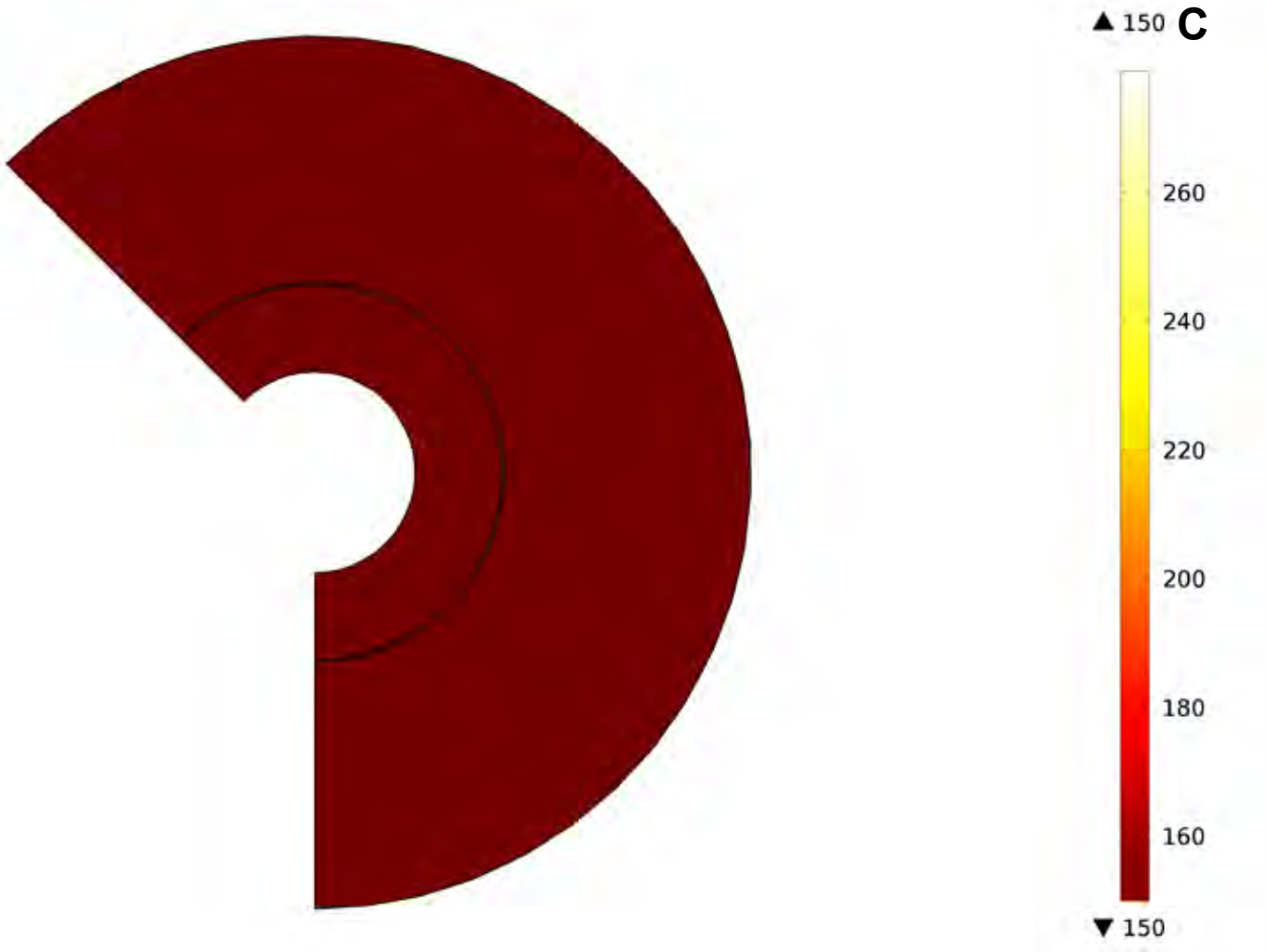
Расчетное определение тепловых эффектов за счет выделения энергии Вигнера для графита проточного УГР

Изменение температуры во времени в ячейке графитовой кладки при выделении запасенной энергии:



Расчетное определение тепловых эффектов за счет выделения энергии Вигнера для графита проточного УГР

Динамика температурного поля в ячейке графитовой кладки при выделении энергии Вигнера:



Расчетное определение тепловых эффектов за счет выделения энергии Вигнера для графита проточного УГР

Выделение запасенной энергии для наиболее критичных районов графитовой кладки остановленного проточного реактора даже в условиях ряда консервативных допущений не приведет к разогреву графита до температуры, превышающей Тг~700 ^{0}С. При этом, в момент достижения максимального теплового эффекта за счет выделения энергии Вигнера запас по температуре графита до возможного возгорания составляет существенную величину - не менее 420 ^{0}С.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Получен массив данных и выполнены модельные расчеты подтверждающие, что выделение запасенной энергии Вигнера для наиболее критичных районов графитовых кладок остановленных промышленных реакторов даже в условиях ряда консервативных допущений не приведет к разогреву графита до температуры, превышающей 700 ^{0}C.

При этом вопрос самоподдерживающегося выделения энергии Вигнера актуален для наиболее «холодных» графитовых деталей – графитовых втулок ПУГР в случае их извлечения из УГР и хранения в контейнерах.

В связи с этим необходимо продолжение исследований наиболее холодных графитовых деталей ПУГР (и РБМК) с учетом условий их хранения с целью определения обоснования безопасности обращения с графитовыми РАО.

Оценка радиационных последствий СЦР

Буланенко В.И.
СНС ГНЦ РФ-ФЭИ

- **Одной из наиболее опасной по радиационным последствиям считается авария, связанная с возникновением самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР) в системах с ядерными делящимися материалами (ЯДМ).**
- **Эти системы реализуются на объектах, где производится обогащение урана, получение диоксидов урана или плутония, изготовление тепловыделяющих сборок, радиохимическая переработка отработавшего ядерного топлива и т.д.**

- **Имеющийся опыт промышленной деятельности с ЯДМ вне реакторов свидетельствует о том, что СЦР являются следствием потери контроля над системой.**
- **Причинами возникновения аварий являются результаты отклонений от технологического регламента, выполнение нестандартных операций, ошибки персонала, отсутствие административного контроля, внешние воздействия на систему с ЯДМ, проектные просчеты и др. факторы.**

Особенности, влияющие на характеристики и последствия СЦР

- разнообразие используемых ядерных технологий и оборудования;
- широкий спектр физико-химического и нуклидного состава делящихся материалов;
- кратковременность протекания аварии и особенности кинетики ее развития;
- высокая дозовая нагрузка на человека непосредственно вблизи очага аварии;
- наличие защитных барьеров и возможное разгерметизация оборудования;
- специфика формирования радиационной обстановки и распространения радиоактивного выброса в атмосфере помещений и окружающей среде.

Ядерные аварии: промышленные, реакторы и критстенды

Страна	Число аварий	Число жертв	Год
США	**7 (34)**	**7 / 41**	**1945-1978**
Россия	**13 (19)**	**10 / 26**	**1953-1997**
Великобритания	**1**		**1970**
Япония	**1**	**2 / 1**	**1999**
Другие	**(6)**	**2 / 11**	**1950-1983**
Всего	**22 (61)**	**21 / 79**	

Принятые СЦР градации

- **Минимальная СЦР (число делений 10^{14})**
  Считается универсальной для всех систем с ЯДМ вне реакторов и важна для реализации первоочередных мер по ограничению последствий.
  Она определяет пороги срабатывания САС и соответственно расстояния между блоком детектирования и местом возможной аварии.
- **Наиболее вероятная СЦР (число делений 10^{18})** с учетом общепринятого запаса по результатам анализа большинства ядерных аварий.
  Значение выбрано, чтобы унифицировать требования ЯБ для множества ядерно-опасных участков и определения границы ядерно-опасной зоны ЯОЗ (вне полная доза менее 0,1 Гр), территорию которой персонал обязан покинуть в максимально короткий срок по сигналу САС. Радиус такой зоны определяется, исходя из воздействия поглощенной дозой 0,1 Гр внешним смешанным нейтронным и гамма-излучением при возникновении СЦР.
- **Максимальная СЦР (число делений более $3 \cdot 10^{19}$).**
  Это не проектная, а запроектная авария, так как традиционные разрабатываемые меры по противодействию ее последствиям не всегда достаточны (разгерметизация системы или разрушение оборудования - выход газообразных продуктов деления и ЯДМ в окружающую среду и эффективность вентсистем с выбросом аэрозолей).
  Частота ее возникновения такой аварии должна быть менее 10^{-7} год.

На характеристики СЦР в системах с ЯДМ влияют следующие физические величины

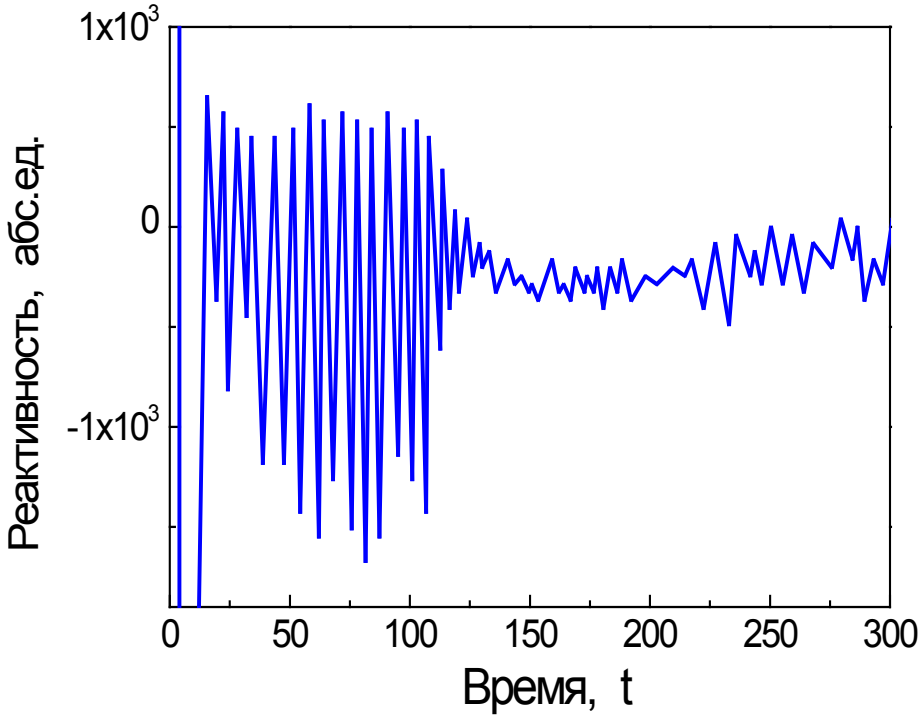
- скорость ввода реактивности, ее значение в системе до начала устойчивой СЦР, а также полный потенциальный запас реактивности, реализуемый за период ее протекания;
- внутренний механизм самоограничения и самогашения мощности СЦР в системе, в общем случае выражающий отрицательную обратную связь между внесенной реактивностью и энерговыделением в системе;
- интенсивность собственного начального фона нейтронов в конкретной системе;
- среднее время жизни мгновенных нейтронов.

Основные характеристики СЦР

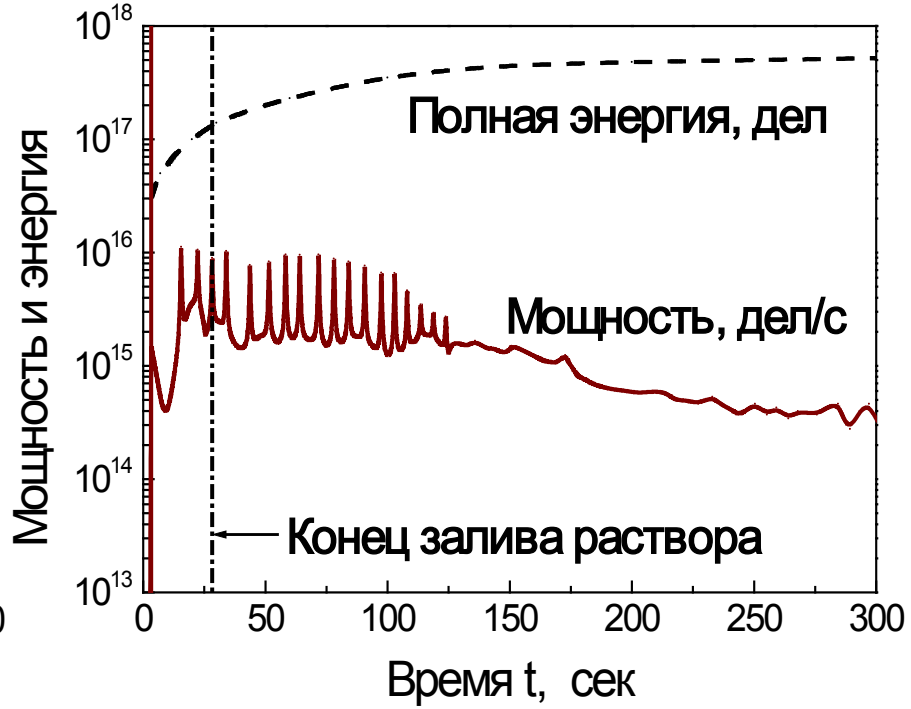
№	Обогащение	93%	93%	93%	4.95%
	Система с ЯДМ	Металл	$UO_2(NO_3)$	$UO_2(NO_3)$	UO_2F_2
	Критсборка	GODIVA	CRAC	CRAC	SHEBA
1	Период удвоения, с	$1 \cdot 10^{-5}$	$1{,}6 \cdot 10^{-3}$	5	150
2	Длительность на полувысоте пика, с	$5 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-3}$	2,0	480
3	Введенная реактивность, $\beta_{эфф}$	1,06	1,46	0,5	0,05
4	Критическая масса ^{235}U, кг	55	3,52	6,0	8,5
5	Нагрев в конце СЦР, ^oC	250	~ 50	~ 100	~ 4
6	Скорость делений в пике, дел/с	$3 \cdot 10^{21}$	$5 \cdot 10^{18}$	$5{,}0 \cdot 10^{15}$	$5 \cdot 10^{13}$
7	Число делений в пике, дел	$3 \cdot 10^{16}$	$4 \cdot 10^{16}$	$1{,}7 \cdot 10^{17}$	$3 \cdot 10^{16}$
8	Полное число делений, дел	$4 \cdot 10^{16}$	$3{,}1 \cdot 10^{17}$	$4{,}0 \cdot 10^{17}$	$4 \cdot 10^{16}$
9	Полная длительность СЦР, сек	~ 1	~ 10	~ 50	~ 3000
10	Максимальная мощность дозы на расстоянии 10 м, Гр/с	$1{,}5 \cdot 10^{4}$	23	0,023	0,00025
11	Полная доза на расстоянии 10 м, Гр	0,20	1,50	1,85	0,20

CRAC-19 (Франция)

Изменение реактивности системы со временем t, умноженной на 10^5

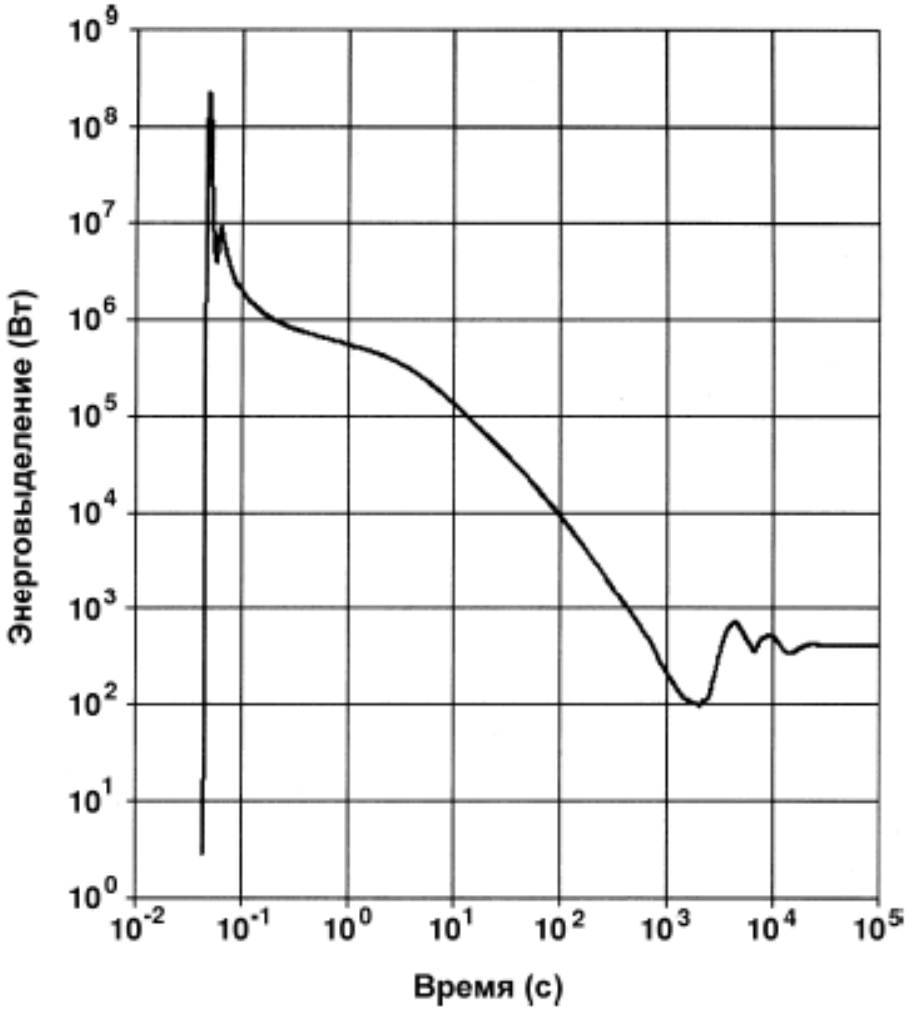


Изменение мощности и полной энергии, выделенной к моменту времени t



Водный раствор урана (93%)

ВНИИЭФ. г. Саров. 17.06.1997



Зависимость мощности аварийной сборки от времени

^{235}U

Расчеты выполнены Колесовым В.Ф. и Хорунжим В.Х.

Энерговыделение 10^{19} дел.

Температура 800 ^{o}C.

44 кг ^{235}U (90%)

Радиационые последствия СЦР

Оценка последствий СЦР необходима для разработки и принятия организационных и технических мер по их ограничению.

По сумме потенциальных последствий СЦР относится к числу наиболее тяжелых аварий и в общем случае включают в себя:

- **внешнее облучение мгновенным излучением (нейтроны и гамма-излучение);**
- **внешнее облучение гамма-квантами образовавшихся продуктов деления;**
- **внешнее облучение от аэрозольного облака и от поверхностного осаждения радионуклидов;**
- **внутреннее облучение при вдыхании образовавшихся аэрозолей**

Экспериментальные данные и численные оценки поглощенных доз (Гр) на расстоянии 10 м для СЦР 10^{18} дел

№	$D_{n+\gamma}$	D_n	$D\gamma$	$D_n / D\gamma$	Система	Ссылки
1	5,70	2,70	3,00	0,90	Система со слабым поглощением	10, 11
2	5,80	2,30	3,50	0,66	$UO_2(NO_3)_2$; ∅=30 см; C_u =80 г/л; CRAC	10, 12
3	3,70	2,00	1,70	1,18	$UO_2(NO_3)_2$; ∅=30 см; C_u =210 г/л; CRAC	10, 12
4	2,20	0,80	1,40	0,57	$UO_2(NO_3)_2$; ∅=80 см; C_u =28 г/л; CRAC	10, 12
5	1,50	1,10	0,40	2,75	$UO_2(NO_3)_2$; ∅=80 см; C_u =202 г/л; CRAC	10, 12
6	4,20	1,90	2,30	0,83	$UO_2(NO_3)_2$; ∅=36 см; C_u =71 г/л; SILENE	12, 13
7	4,30	2,00	2,30	0,87	$UO_2(NO_3)_2$; ∅=36 см; C_u =218 г/л; SILENE	12, 13
8	2,05	1,10	0,95	1,16	Раствор $Pu(NO_3)_4$; отражатель вода 4,0 см	11
9	2,40	0,59	1,81	0,33	Раствор $Pu(NO_3)_4$; отражатель вода 9,3 см	11
10	2,95	0,72	2,23	0,32	Раствор UO_2F_2; C_u = 25,9 г/л; Y-12	11
11	4,13	1,59	2,54	0,63	Раствор UO_2F_2; C_u = 643 г/л; ORNL	11
12	1,62	0,85	0,77	1,10	Раствор UO_2F_2; C_u = 1040 г/л; η=4,95%; SHEBA	14,15
13	4,34	4,00	0,34	11,8	Сфера ^{239}Pu в воздухе; JEZEBEL	10, 11
14	3,36	3,07	0,29	10,6	Сфера ^{235}U в воздухе; GODIVA	10, 17
15	4,30	3,73	0,57	6,54	Реактор HPRR, в воздухе	10, 16

Результаты расчетов поглощенных доз (Гр) на расстоянии 10 м для СЦР 10^{18} дел

№	$D_{n+\gamma}$	D_n	$D\gamma$	$D_n / D\gamma$	Система без отражателя	Ссылки
16	3,51	1,60	1,91	0,84	Раствор $UO_2(NO_3)_2$; C_u = 100 г/л	2
17	4,90	4,57	0,326	14,0	Сфера ^{235}U в воздухе; ρ=18,85 г/см^3	18
18	3,82	1,80	2,02	0,89	Сфера $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$; ρ=1,075 г/см^3; η=93,2%	18
19	1,82	0,96	0,86	1,45	Сфера $UO_2F_2 \cdot H_2O$; ρ=2,160 г/см^3; η=4,95%	18
20	3,78	2,77	1,01	2,74	Сфера U_3O_8+H_2O; ρ=4,15 г/см^3; η=93,2%	18
21	2,08	1,45	0,633	2,29	Сфера UO_2+H_2O; ρ=2,0 г/см^3; η=5%	18

η - обогащение ^{235}U (%)

Ослабление мгновенного излучения биологической защитой

- На расстоянии 2 м, т.е. непосредственно вблизи места возникновения наиболее вероятной СЦР, суммарная поглощенная доза мгновенного излучения аномально высока и может превышать 100 Гр.
- Поэтому при прогнозировании радиационных последствий СЦР важна оценка ослабления проникающей радиации и дозовой нагрузки на персонал в помещениях, находящихся за биологической защитой различными материалами (боковые стены, перекрытия), а также при наличии разного рода экранов и другого оборудования.
- Оценка радиационных последствий важна также при обосновании возможного отказа от установки САС в оборудовании с ЯДМ, если оно оснащено полной радиационной защитой.

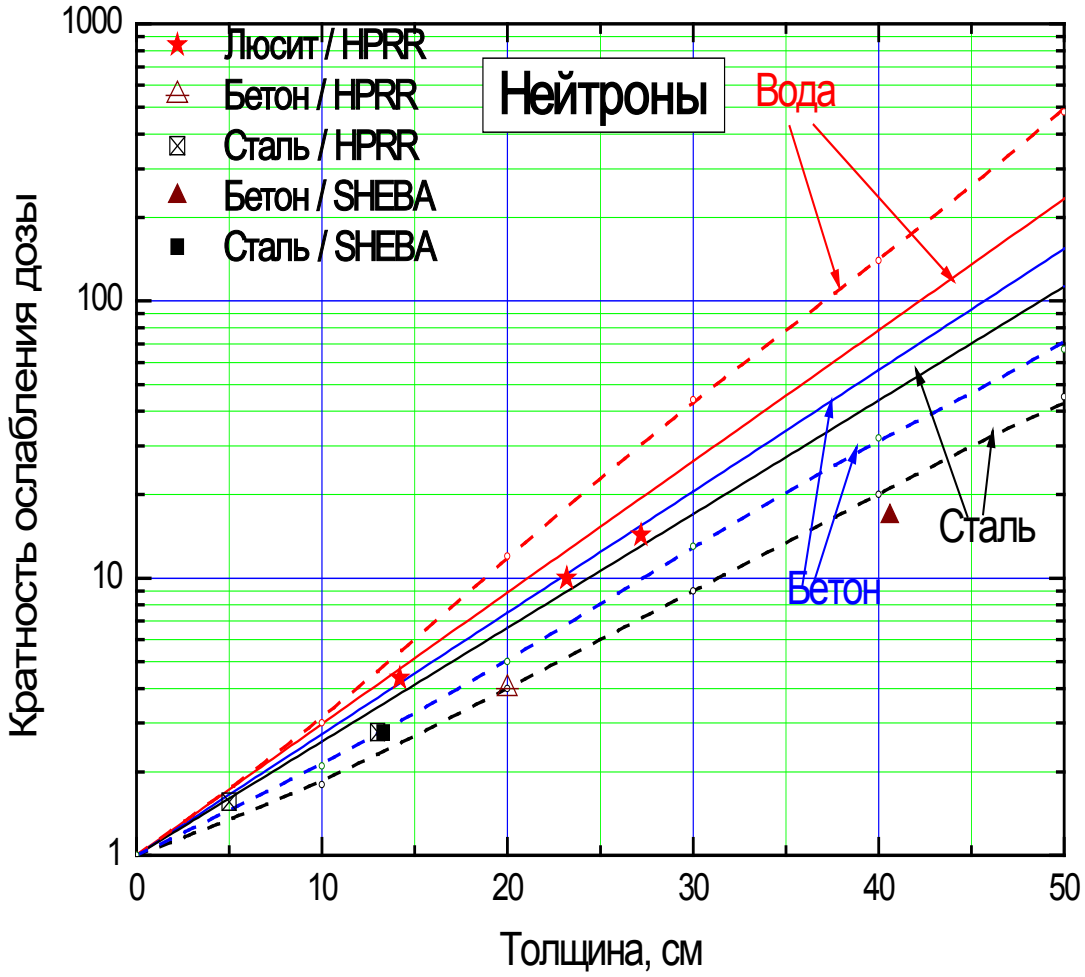
Полная поглощенная доза на расстоянии R за защитой толщиной X

$$D_{n+\gamma}(R,x)=\frac{D_n(R)}{k_n(x)}+\frac{D_\gamma(R)}{k_\gamma(x)}$$

$k_n(x), k_\gamma(x)-$ кратности ослабления поглощенной дозы нейтронов и гамма-излучения материалом защиты толщиной x, соответственно.

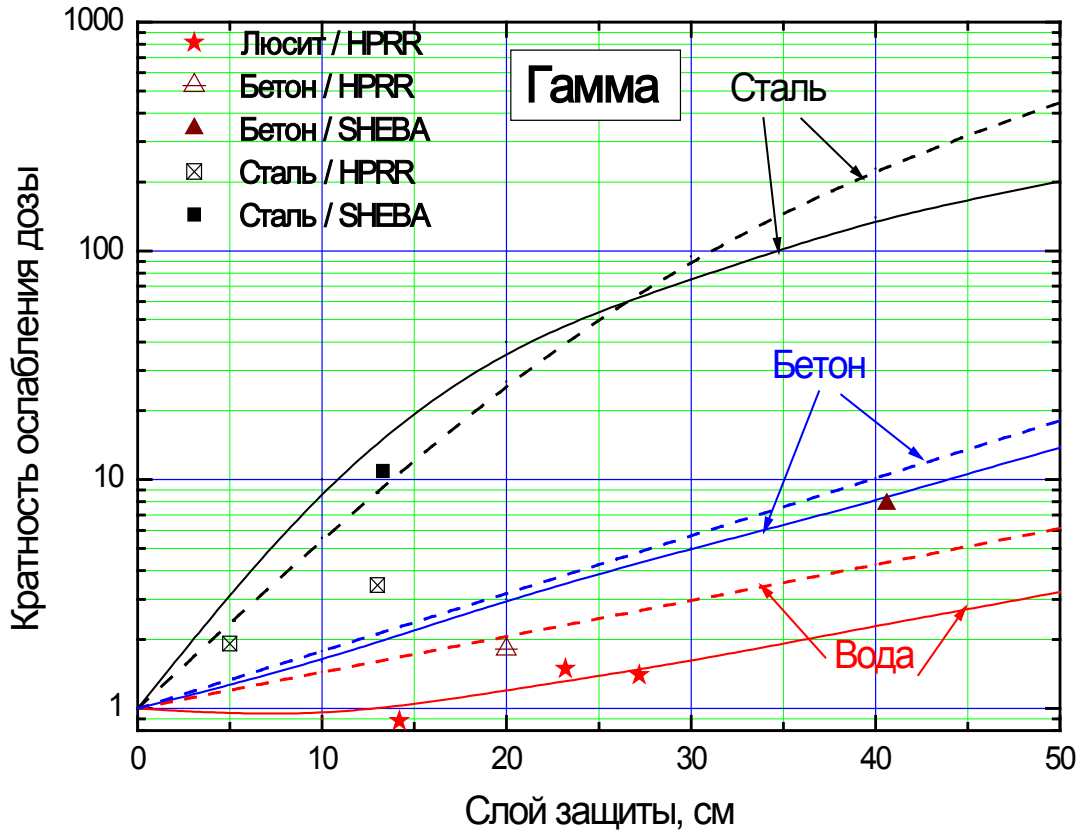
При этом поглощенные дозы $D_n(R)$ и $D_n(R)$, а также $D_{n+\gamma}(R,x)$ рассчитываются на одном фиксированном расстоянии R от центра системы.

Зависимость кратности ослабления поглощенной дозы нейтронов от толщины некоторых материалов



Сплошные линии – одномерный расчет, а штриховые – двумерный расчет.
Точки – экспериментальные данные для реакторов SHEBA и HPRR.

Зависимость кратности ослабления поглощенной дозы фотонов от толщины некоторых материалов



Сплошные линии – одномерный расчет, а штриховые – двумерный расчет.
Точки – экспериментальные данные для реакторов SHEBA и HPRR.

Воздействие гамма-излучения продуктов деления

- Прямые измерения, выполненными после окончания СЦР большим числом делений $4 \cdot 10^{19}$ на заводе Y-12 (Айдахо, США, 1959 г.) в баке объемом 220 л с раствором высокообогащенного уранилнитрата.
- На расстоянии 10 м от бака с раствором мощность дозы гамма-излучения продуктов деления составляет ~ 12 мГр/с спустя 10 сек после окончания СЦР.
- Затем по закону $T^{-1,2}$ мощность дозы спадает до уровня около 0,8 мГр/с за время 100 сек.
- Интегральное значение этой составляющей дозы составляет ~150 мГр за первые 10 сек после окончания СЦР и возрастает до 0,50 Гр за время 1 час.
- Вклад в дозу мгновенного излучения не превышает в худшем случае 10% и практически не увеличивает радиус ядерно-опасной зоны

Радиоактивные аэрозоли

- На установке Y-12 в Айдахо 20 работников получили коллективную дозу около 3,00 чел.·Гр в ходе поэтапной эвакуации через помещение, которое было заполнено образовавшемся облаком аэрозолей
- Вспышки СЦР в реакторе ИИН (РНЦ «Курчатовский институт»), а также при работе в импульсном реакторе SILENE (Франция). В обоих случаях в реакторных помещениях выход аэрозолей был пренебрежимо мал.
- В аварии с открытым раствором уранилнитрата с числом делений $2{,}5 \cdot 10^{18}$ имел место слабый выброс продуктов деления в атмосферу на установке (г. Токай-мура, Япония, 1999 г.). В пределах заводской площадки обнаружено загрязнение, вызванное аэрозольными продуктами деления с максимальной мощностью дозы менее 1 мбэр/час,

Выброс радиоактивных газов и аэрозолей в помещения и в окружающую среду

- Оценка выброса при возникновении СЦР относится к числу наиболее сложных и не имеет однозначных решений.
- Связано это с необходимостью учета также и других факторов, включая неопределенность коэффициентов осаждения аэрозолей и их перенос, омпоновку помещений, локализующие системы безопасности, режим работы и производительность вентсистем.
- В порядке уменьшения скорости выхода из ЯДМ и возрастания скорости истощения (осаждения из облака выброса) продукты деления классифицируются по следующим группам: ИРГ Xe, Kr; метилйодид CH_3I; элементарный йод; летучие щелочные аэрозоли Cs и Rb; металлы и их окислы Ba, La, Sr и др.
- Общая рекомендация - из открытой поверхности раствора с ЯДМ выходят все нуклиды Xe и Kr, 25% I, 0,1% Ru и Cs.
- Для других систем с ЯДМ (металлический уран, порошки диоксидов и т.д.) выходы продуктов деления существенно ниже, вследствие наличия на их пути дополнительных защитных барьеров (герметическая оболочка, фазовое состояние и др.) .

Определение содержания примесей в свинцовом теплоносителе РУ БРЕСТ-ОД-300 нейтронно-активационным методом

В.Н. Аваев, В.П. Васюхно, Н.В. Васюхно,
А.В. Оськин, Г.А. Хачересов

АО «НИКИЭТ», Москва, Россия

Оценки радиоактивности возможных примесей в свинце

Элемент	$m_{расч}$,г	Радионуклид	Реакция его образования	$A_{расч}$,Бк
Серебро	$6,4 \cdot 10^{-3}$	Ag-110m	$^{109}Ag(n,\gamma)^{110m}Ag$	$3,60 \cdot 10^{5}$
Мышьяк	$1,0 \cdot 10^{-3}$	As-76	$^{75}As(n,\gamma)^{76}As$	$6,10 \cdot 10^{6}$
Золото	$1,0 \cdot 10^{-3}$	Au-198	$^{197}Au(n,\gamma)^{198}Au$	$6,50 \cdot 10^{7}$
Кадмий	$1,0 \cdot 10^{-3}$	Cd-115	$^{114}Cd(n,\gamma)^{115}Cd$	$1,06 \cdot 10^{5}$
Кобальт	$1,0 \cdot 10^{-3}$	Co-60	$^{59}Co(n,\gamma)^{60}Co$	$2,30 \cdot 10^{5}$
Хром	$1,0 \cdot 10^{-3}$	Cr-51	$^{50}Cr(n,\gamma)^{51}Cr$	$3,30 \cdot 10^{5}$
Медь	$1,0 \cdot 10^{-3}$	Cu-64	$^{63}Cu(n,\gamma)^{64}Cu$	$1,72 \cdot 10^{6}$
Железо	$1,0 \cdot 10^{-2}$	Fe-59	$^{58}Fe(n,\gamma)^{59}Fe$	$9,00 \cdot 10^{3}$
Ртуть	$1,0 \cdot 10^{-3}$	Hg-203	$^{202}Hg(n,\gamma)^{203}Hg$	$1,07 \cdot 10^{5}$
Теллур	$1,1 \cdot 10^{-3}$	I-131	$^{130}Te(n,\gamma)\ ^{131}Te \longrightarrow ^{131}I$	$5,80 \cdot 10^{4}$
Молибден	$1,0 \cdot 10^{-3}$	Mo-99	$^{98}Mo(n,\gamma)\ ^{99}Mo$	$4,40 \cdot 10^{4}$
Уран	$4,0 \cdot 10^{-6}$	Np-239	$^{238}U(n,\gamma)\ ^{239}U \longrightarrow ^{239}Np$	$6,02 \cdot 10^{3}$
Сурьма	$1,0 \cdot 10^{-3}$	Sb-122	$^{121}Sb(n,\gamma)^{122}Sb$	$3,70 \cdot 10^{6}$
Вольфрам	$1,0 \cdot 10^{-3}$	W-187	$^{186}W(n,\gamma)\ ^{187}W$	$5,70 \cdot 10^{6}$
Цинк	$1,9 \cdot 10^{-3}$	Zn-65	$^{64}Zn(n,\gamma)^{65}Zn$	$3,20 \cdot 10^{4}$
Натрий	$1,0 \cdot 10^{-3}$	Na-24	$^{23}Na(n,\gamma)^{24}Na$	$1,20 \cdot 10^{6}$

Образцы свинца

Свинец марок С1 и С0
производства ОАО «Электроцинк», г. Владикавказ
(Сертификат-спецификация, ГОСТ)

Толщина образцов свинца 0,5 мм
обусловлена оптимальными условиями регистрации гамма-излучения продуктов активации U-238 (нуклидов U-239 и Np-239)

Диаметр образцов 40 мм
обусловлен диаметром детектора гамма-спектрометра

Урановые мониторы

Результаты измерений активности ^{239}Np в урановых мониторах после 2 сут облучения и 2 сут выдержки

Номер монитора	Масса урана, г	A, Бк	δA, %
081	$1,55 \cdot 10^{-6}$	$1,75 \cdot 10^{3}$	4,0
082	$1,59 \cdot 10^{-6}$	$1,80 \cdot 10^{3}$	2,8
Среднее	$1,57 \cdot 10^{-6}$	$1,77 \cdot 10^{3}$	-

Примесная активность свинца марки С1, приведенная к $t_{выд}$=2 сут, массе свинца 1 г и ППН 10^{12} см$^{-2}$·с$^{-1}$

Нуклид	Период полураспада, ч	$A_{изм\ сред}$, Бк/г$_{св}$	σ ($A_{сред}$), %
Ag-110m	5996	$8{,}1 \cdot 10^{1}$	25
As-76	26,24	$3{,}4 \cdot 10^{2}$	50
Au-197	64,8	$8{,}3 \cdot 10^{1}$	40
Cd-115	53,46	$2{,}1 \cdot 10^{1}$	15
Co-60	46206	$4{,}3 \cdot 10^{1}$	30
Cr-51	27,7	$1{,}0 \cdot 10^{2}$	50
Cu-64	12,7	$1{,}2 \cdot 10^{3}$	30
Fe-59	1068	$1{,}9 \cdot 10^{1}$	40
Hg-203	1118	$4{,}3 \cdot 10^{3}$	30
I-131	192,7	$9{,}4 \cdot 10^{0}$	50
Mo-99	65,9	$2{,}3 \cdot 10^{1}$	50
Np-239	56,64	$7{,}4 \cdot 10^{0}$	50
Sb-122	65,28	$3{,}8 \cdot 10^{2}$	50
W-187	23,9	$2{,}7 \cdot 10^{3}$	50
Zn-65	5854	$1{,}7 \cdot 10^{1}$	15
Na-24	15,0	$1{,}5 \cdot 10^{3}$	35

Оценка долей примесных материнских элементов

$$Доля(г/г_{св}) = m_{расч}\ (г) \times [A_{изм.\ сред}\ (Бк/г_{св}) / A_{расч}(Бк)],$$

где $m_{расч}$ (г) - масса примесного элемента, которая использовалась при расчете активности ($A_{расч}$, Бк);

$A_{изм\ сред}$ - среднее значение измеренной активности

Оценка примесных элементов в свинце марки С1

Элемент	$m_{расч}$,г	Радионуклид	$A_{расч}$, Бк	$A_{изм.\ сред}$, Бк	Доля, г/$г_{св}$	% масс
Серебро	$6{,}4\cdot10^{-3}$	Ag-110m	$3{,}60\cdot10^{5}$	$8{,}1\cdot10^{1}$	$1{,}4\cdot10^{-6}$	$1{,}4\cdot10^{-4}$
Мышьяк	$1{,}0\cdot10^{-3}$	As-76	$6{,}10\cdot10^{6}$	$3{,}4\cdot10^{2}$	$5{,}6\cdot10^{-8}$	$5{,}6\cdot10^{-6}$
Золото	$1{,}0\cdot10^{-3}$	Au-198	$6{,}50\cdot10^{7}$	$8{,}3\cdot10^{1}$	$1{,}3\cdot10^{-9}$	$1{,}3\cdot10^{-7}$
Кадмий	$1{,}0\cdot10^{-3}$	Cd-115	$1{,}06\cdot10^{5}$	$2{,}1\cdot10^{1}$	$2{,}0\cdot10^{-7}$	$2{,}0\cdot10^{-5}$
Кобальт	$1{,}0\cdot10^{-3}$	Co-60	$2{,}30\cdot10^{5}$	$4{,}3\cdot10^{1}$	$1{,}9\cdot10^{-7}$	$1{,}9\cdot10^{-5}$
Хром	$1{,}0\cdot10^{-3}$	Cr-51	$3{,}30\cdot10^{5}$	$1{,}0\cdot10^{2}$	$3{,}1\cdot10^{-7}$	$3{,}1\cdot10^{-5}$
Медь	$1{,}0\cdot10^{-3}$	Cu-64	$1{,}72\cdot10^{6}$	$1{,}2\cdot10^{3}$	$6{,}7\cdot10^{-7}$	$6{,}7\cdot10^{-5}$
Железо	$1{,}0\cdot10^{-2}$	Fe-59	$9{,}00\cdot10^{3}$	$1{,}9\cdot10^{1}$	$2{,}1\cdot10^{-5}$	$2{,}1\cdot10^{-3}$
Ртуть	$1{,}0\cdot10^{-3}$	Hg-203	$1{,}07\cdot10^{5}$	$4{,}3\cdot10^{3}$	$4{,}0\cdot10^{-5}$	$4{,}0\cdot10^{-3}$
Теллур	$1{,}1\cdot10^{-3}$	I-131	$5{,}80\cdot10^{4}$	$9{,}4\cdot10^{0}$	$1{,}8\cdot10^{-7}$	$1{,}8\cdot10^{-5}$
Молибден	$1{,}0\cdot10^{-3}$	Mo-99	$4{,}40\cdot10^{4}$	$2{,}3\cdot10^{1}$	$5{,}2\cdot10^{-7}$	$5{,}2\cdot10^{-5}$
Уран	$4{,}0\cdot10^{-6}$	Np-239	$6{,}0\cdot10^{3}$	$7{,}4\cdot10^{0}$	$5{,}0\cdot10^{-9}$	$5{,}0\cdot10^{-7}$
Сурьма	$1{,}0\cdot10^{-3}$	Sb-122	$3{,}70\cdot10^{6}$	$3{,}8\cdot10^{2}$	$1{,}0\cdot10^{-7}$	$1{,}0\cdot10^{-5}$
Вольфрам	$1{,}0\cdot10^{-3}$	W-187	$5{,}70\cdot10^{6}$	$2{,}7\cdot10^{3}$	$6{,}9\cdot10^{-7}$	$6{,}9\cdot10^{-5}$
Цинк	$1{,}9\cdot10^{-3}$	Zn-65	$3{,}20\cdot10^{4}$	$1{,}7\cdot10^{1}$	$1{,}3\cdot10^{-6}$	$1{,}3\cdot10^{-4}$
Натрий	$1{,}0\cdot10^{-3}$	Na-24	$1{,}20\cdot10^{6}$	$1{,}5\cdot10^{3}$	$1{,}0\cdot10^{-6}$	$1{,}0\cdot10^{-4}$

Выводы

Метод активационного анализа позволил определить больше примесных элементов, чем приводится в Сертификате.

Ртуть и вольфрам, концентрация которых не приводится в сертификате, вносят существенный вклад в активность примесей свинца.

Метод нейтронно-активационного анализа может быть рекомендован для контроля концентраций примесей в партиях свинца, который будет использован в качестве теплоносителя РУ БРЕСТ-ОД-300.

Авторы выражают благодарность сотрудникам АО «ИРМ», проводившим облучение образцов на ИВВ-2М.

Разработка нового материала радиационной защиты на основе дроби гидрида титана

Г.А. Васильев, В.П. Васюхно, А.И. Яшников

АО НИКИЭТ, Москва, Россия

Материалы на основе гидрида титана

Порошок ГБ

Брикеты ГТБ, получаемые путем прессования смеси порошка гидрида титана с бором.

Недостаток: сравнительно низкая температура эксплуатации (до ~200 °С), поэтому их использование в защите реакторных установок ограничено.

Изделия ГТК, получаемые методом сквозного насыщения заготовок титана водородом, имеют существенно более высокую термическую и радиационную стойкость.

Крошка ГТ получается в результате дробления бракованных изделий ГТК.

При практическом применении изделий ГТК в биологической защите используется и крошка ГТ для заполнения пустот и зазоров между блоками.

Недостаток: в составе присутствует до 5% мелкой пылевидной фракции, которая является пожаро- и взрывоопасной, а также основным источником выделения водорода при высоких рабочих температурах.

ДГТ как альтернатива крошке ГТ

ТУ 162-2010

Разработчик: АО «ВНИИНМ» с участием АО «МЗП».

Насыпная плотность ДГТ не менее 2,8 г/см^3.

Фракционный состав:
- менее 0,2 мм – не более 0,5 %,
- 0,2 мм – 1 мм не менее 64,5 %,
- 1 – 2,5 мм не более 35 %.

Массовая доля водорода 3,15 – 3,60 %.

Термостабильность до 500 °С.

Прочен, не имеет микротрещин, не растрескивается в процессе работы, не образует пылевидной, взрывоопасной фракции.

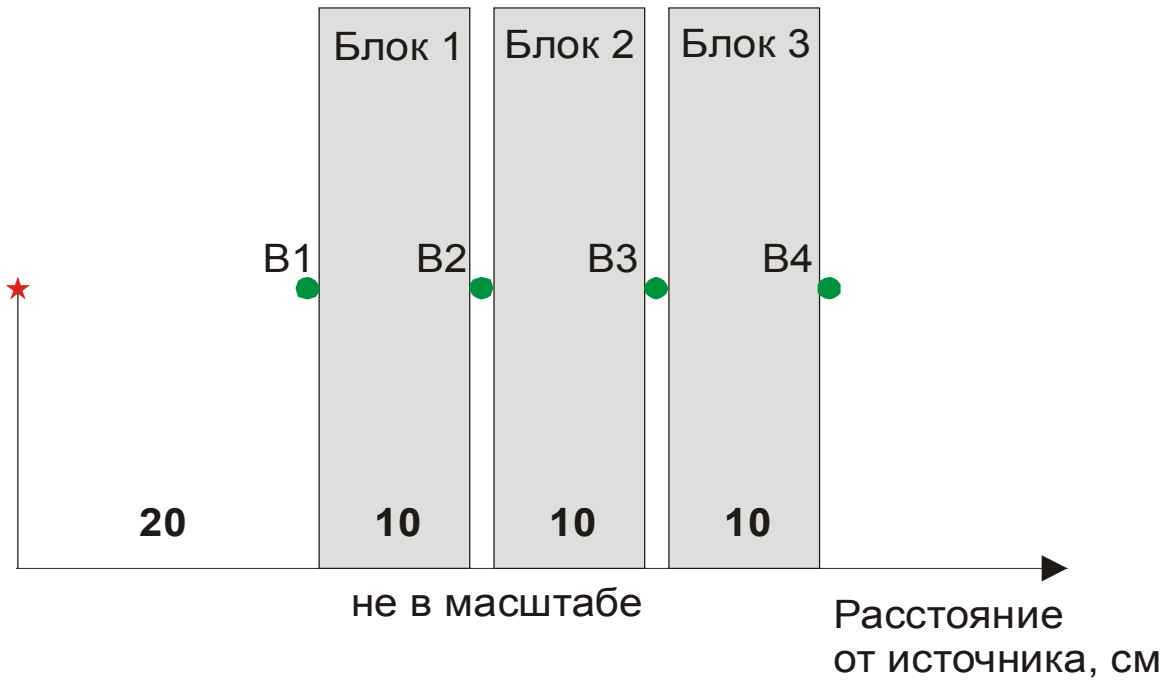
Физико-механические характеристики ДГТ-ПЦ

Наименование показателя	Единицы измерения	Методика испытания	Численные значения (средние в серии)
Объёмная масса свежеуложенной смеси после виброуплотнения	кг/м^3	ГОСТ 10181-2000	3380±30
Плотность смеси после 28 сут. твердения	кг/м^3	ГОСТ 12730.1-78	3350±30
Плотность высушенного при 110 °С образца	кг/м^3	ГОСТ 12730.1-78	3320±30
Плотность высушенного при 300 °С образца	кг/м^3	ГОСТ 12730.1-78	3290±30
Предел прочности образца при сжатии после 3 сут.	МПа	ГОСТ 310.4-81	22±2
Предел прочности при сжатии после 28 сут. твердения ($^{28\ сут.}R_{сж}$)	МПа	ГОСТ 310.4-81	37±3
Прочность при сжатии после сушки при 110 °С	МПа	ГОСТ 310.4-81	41±3
Прочность при сжатии после термообработки при 300 °С	МПа	ГОСТ 310.4-81	35±3
Прочность при сжатии после термообработки при 350 °С	МПа	ГОСТ 310.4-81	31±3
Коэффициент подвижности смеси	-	Метод усеченного конуса	1,78±0,1 (перед вибро-укладкой)
Класс по прочности на сжатие	-	ГОСТ 26633-91	В 25
Коэффициент линейного расширения в интервале 20 – 300 °С	м · град$^{-1}$	ГОСТ 15173-70	51,2·10^{-7}

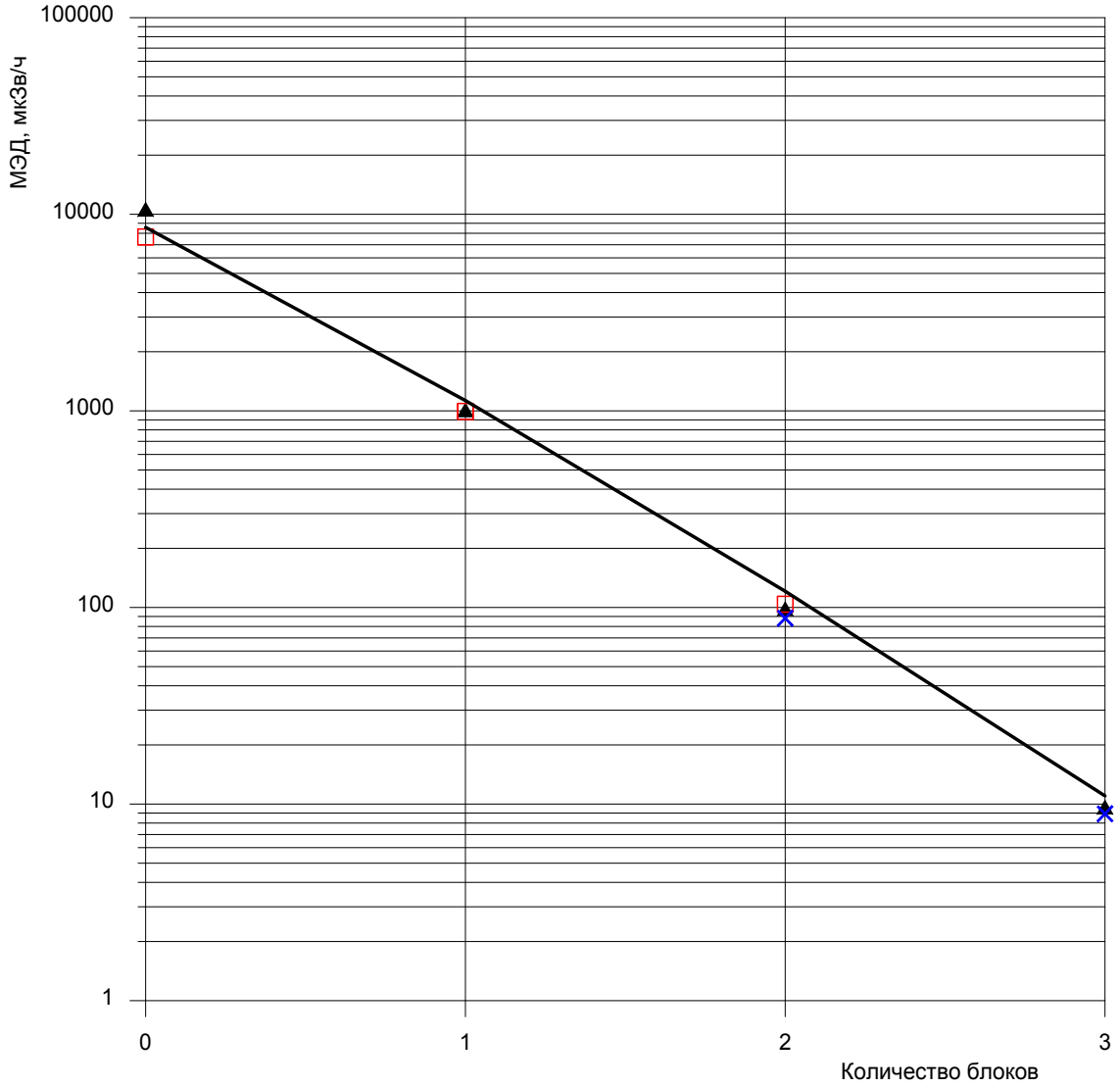
Теплофизические характеристики материала ДГТ-ПЦ

Наименование показателя	Единицы измерения	Методика испытания	Численные значения (средние в серии)
Коэффициент теплопроводности при 20 °С	Вт/(м · К)	ГОСТ 7076-78	4,31
Группа горючести	НГ	ГОСТ 30244-94	НГ
Удельная эффективная теплоемкость, при 20°С 100 °С 300 °С	кДж/ (кг·К)	ГОСТ 23250-78	1,022 1,033 0,929
Изменение массы образца при выдержке в атмосфере воздуха при температуре 300 °С в течение 500 ч	%	ГОСТ 12730.1-78	-1,36
Изменение объема образца при выдержке в атмосфере воздуха при температуре 300 °С в течение 500 ч	%	По методике ГОСТ 12730.1-78	- 0,31
Изменение плотности образца при выдержке в атмосфере воздуха при температуре 300 °С в течение 500 ч	%	ГОСТ 12730.1-78	- 1,06
Изменение прочности образца при выдержке в атмосфере воздуха при температуре 300 °С в течение 1000 ч	%	ГОСТ 310.4-81	- 7,5
Водопоглощение за 200 ч. при 100 °С: в пресной воде в морской воде	%	ГОСТ 12730.3-78	4,18 5,33
Изменение V за 200 ч при 100 °С: в пресной воде в морской воде	%	По методике ГОСТ 12730.1-78	+ 2,01 + 3,11

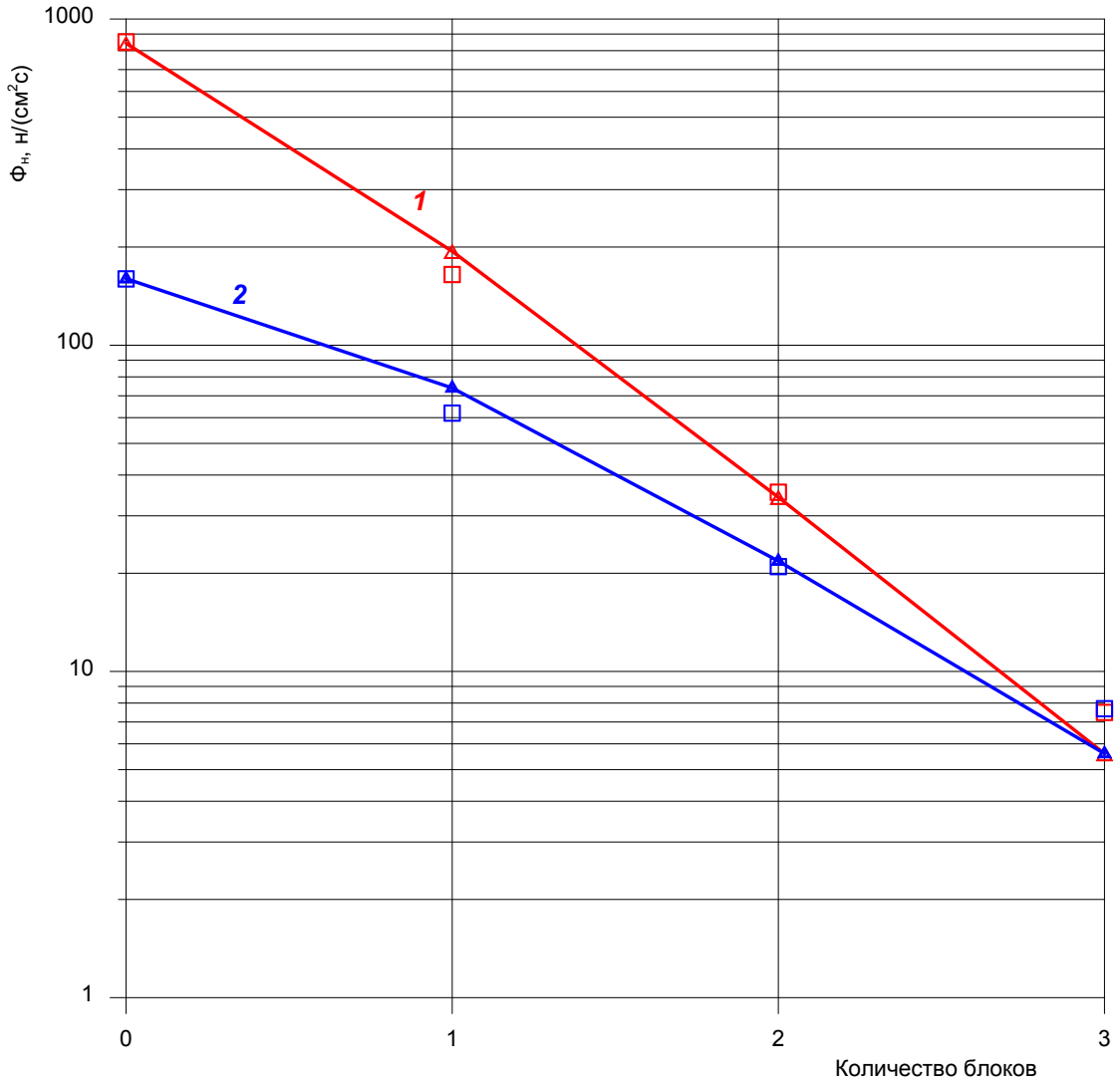
Расположение ТЛД в защитной композиции



Распределение МЭД за блоками защиты от источника ^{137}Cs



Распределение $\Phi_н$ (E>1 МэВ) за блоками защиты от Pu-α-Be источника



Выводы

Разработанный материал по защитным характеристикам не намного уступает материалу ГТК.

Так, отличие значений длин релаксации плотности потоков быстрых нейтронов в рассматриваемых материалах не превышает 18 – 20 %, при том, что содержание гидрида титана в материале ДГТ-ПЦ на 25,3 % ниже, чем в ГТК и по объемной массе он на 10 % легче кладки ГТК.

Перспективные термо- и радиационностойкие полимерные матрицы и связующие

А.А. Кузнецов

kuznets24@yandex.ru

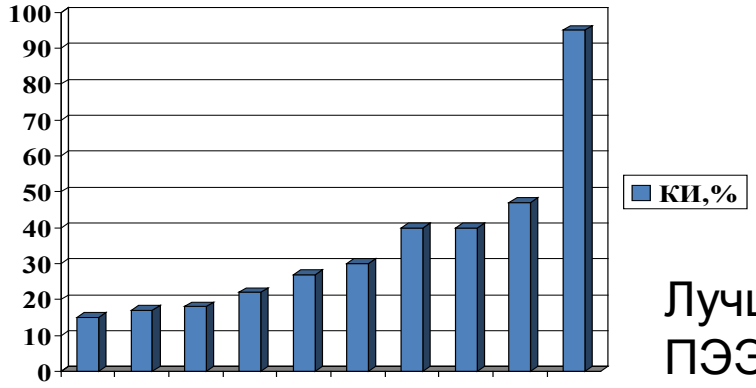
Институт синтетических полимерных материалов им. Н.С. Ениколопова (ИСПМ) РАН, Москва

План доклада

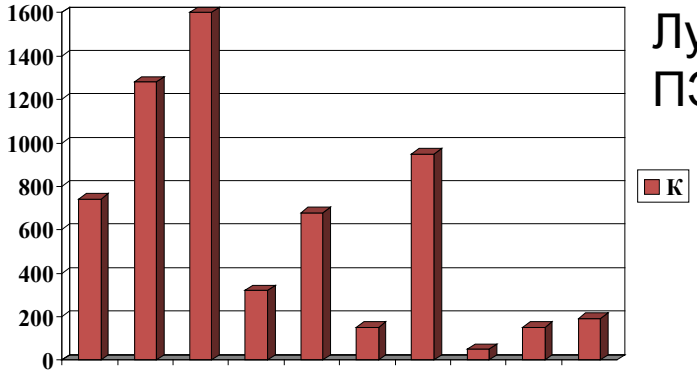
1) *Сравнительная шкала радиационной стойкости полимеров*
2) *Термо- и теплостойкие термопластичные полимеры: общие свойства и радиационная стойкость.*
3) *Термо- и теплостойкие термоотверждаемые связующие: для ПКМ.*
4) *Перспективные разработки.*

Свойства конструкционных термопластов

Кислородный индекс и дымо-образование при горении термопластов



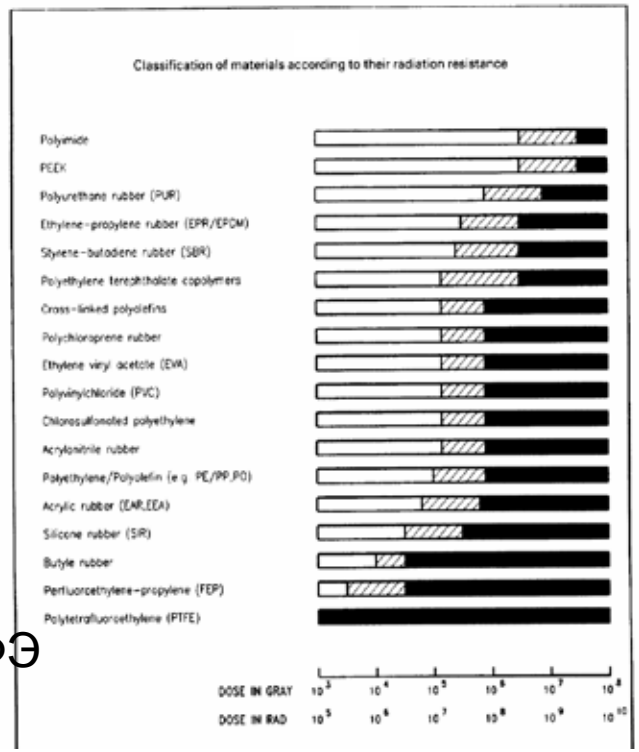
Лучшие: ПЭС ПЭЭК, ПЭИ



Лучшие: ПЭС, ПЭЭК, ПЭИ, ПТФЭ

Радиационная стойкость (гамма)

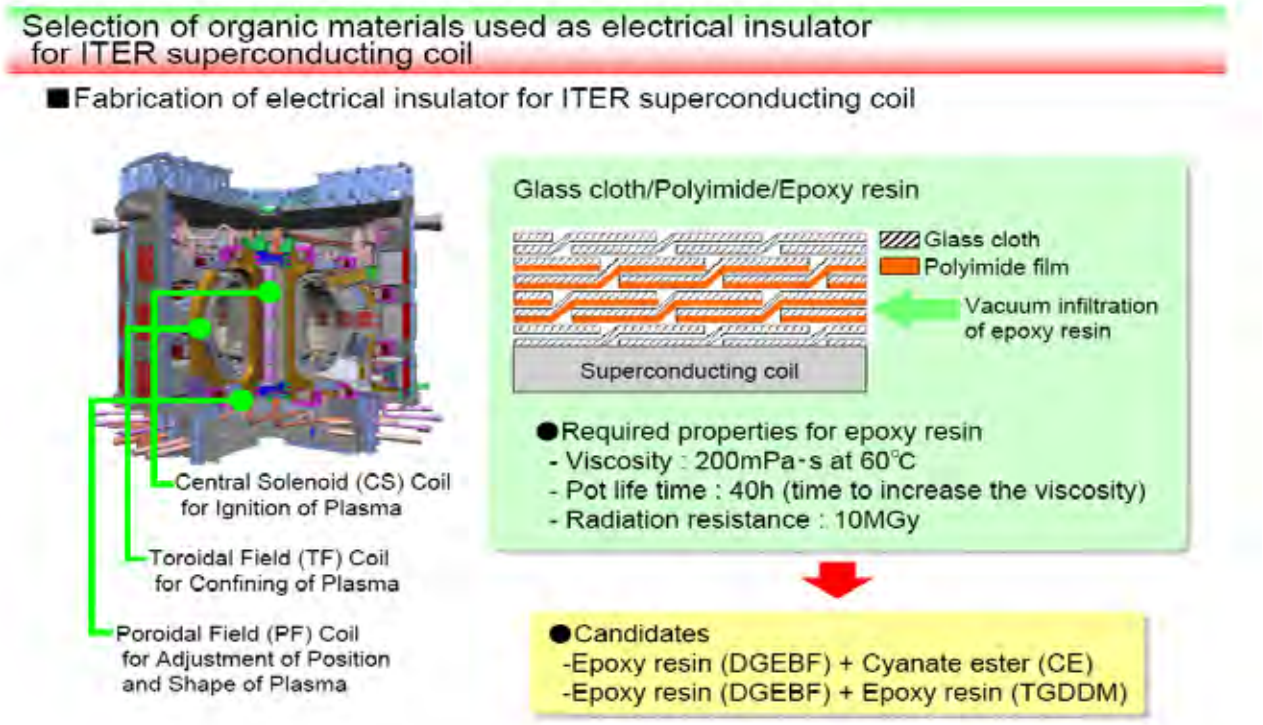
Лучшие: ПЭС ПЭЭК, ПЭИ



Shonbacher H., et al., Compilation of radiation test data, 1.Halogen-free materials, 2-nd. Ed.,CERN 89-12 (1989)

Пу Пэ ПсПаПКПсуПВХПЭЭК ПЭИ ПТФЭ

Комбинированные радиационностойкие криогенностойкие полимерные композиционные материалы в сверхпроводящих кабелях



"Radiation Resistivity of Polymeric Materials with Data Tables"
JAERI-Data/Code 2003-015

Полимерные матрицы и связующие для ПКМ для высокотехнологичных применений: Тех.требования:

Температурный диапазон (-50-150 С) ➡ -196 - +200-350^0 С

Устойчивость к растрескиванию $G1_c$, kJ/m^2 200 ➡ 600-1000

1) Кислородный индекс 20 (V2) ➡ 45 (UL-94 V0)
2) Плотность дыма/токсичность 2000 ➡ 100
3) Радиационная стойкость, МРад 100 ➡ 1000
4) Химическая стойкость средняя ➡ улучшенная
5) Устойчивость к абляции средняя ➡ улучшенная
6) Влагопоглощение% 5-10 ➡ <1
7) Переработка автоклав ➡ без автоклава
8) Цена < $15 ➡ < $15 - <$100

Требования к конструкционным термопластам

- Теплостойкость 250-270^{0}С: частично кристаллические : ПФС, ПЭЭК, ПАЭК, ЖКП, ПАИ, аморфные –ТПИ, ПАЭК.
- Криогеностойкость: ПАЭК, ППС, ТПИ, ПЭИ
- Механическая прочность и ударопрочность
- ПЭС, ППС, ПАЭК, ПАИ;
- Размерная стабильность: ЖКП, ПФС;
- Диэлектрические характеристики: ПЭС, ПЭИ, ПАЭ;
- Стойкость к гидролизу: ПФС,ПЭС, ПАЭК,ПЭЭК;
- Радиационная стойкость 10-100 МГр: ПЭИ, ПЭЭК;
- Огнестойкость V-0 нетоксичность дыма: ПЭС,ПЭИ, ЖКП;
- Пригодность к использованию в контакте с пищевыми продуктами ПЭС, ППС, ТПИ;
- Сырьевая доступность: ПФС;
- Оптическая прозрачность ПЭС;

Перспективные высокотемпературные связующие для ПКМ

Термоотверждаемые :

ПМР- смолы T_g до 330-390^{0}C

Бис-малеимиды T_g=250-350^{0}C

Олигоимиды с ацетиленовыми группами,

Кремнийорганические смолы $T_э$ =250-280^{0}C

Фталонитрильные смолы T_g > 440^{0}C

Бис-циановые эфиры 250-300^{0}C

В России в 2013 г. выпускается только смола СП-97 (конденсационного типа)

Термопластичные:

полисульфон $T_э$=174-188^{0}C

полифениленсульфид $T_э$=135^{0}C(260^{0}C)

Полиэфирсульфон $T_э$=203-221^{0}C

ЖК полиэфиры T_g=260-350^{0}C

Полиэфиримид T_g=215^{0}C

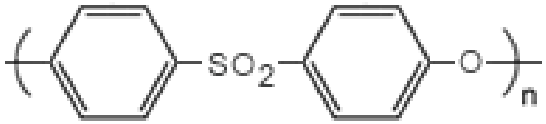
Полиамидоимид T_g=260^{0}C

Полиимиды T_g=280-300^{0}C

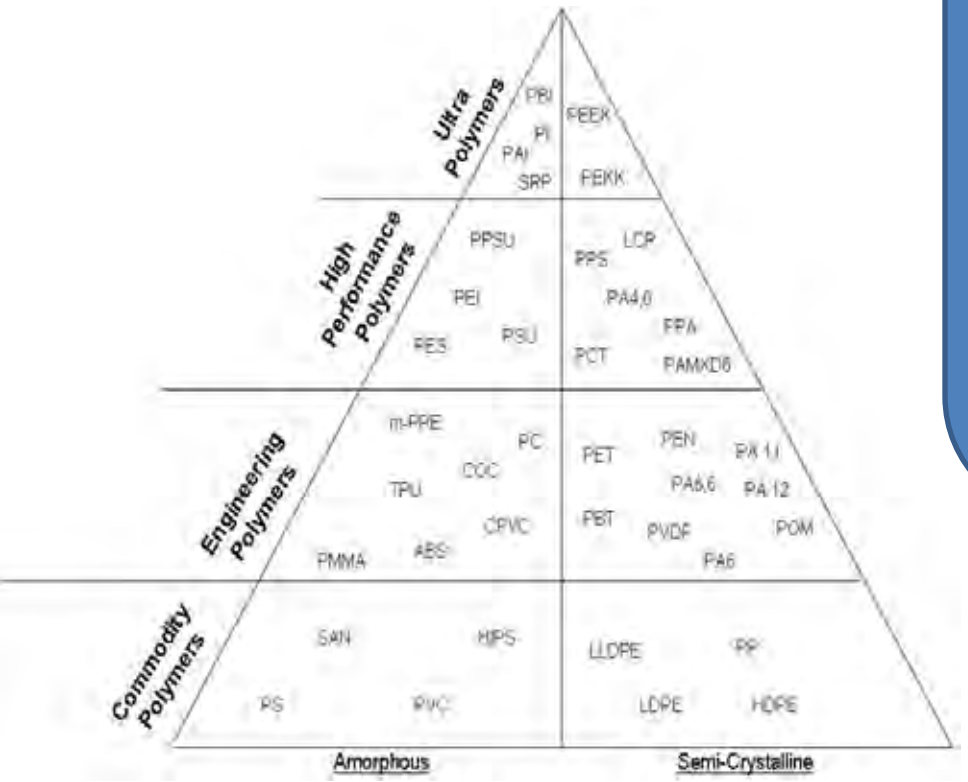
Полиэфирэфиркетон $T_э$=155-310^{0}C

Полибензимидазол Cellazol

Иерархия конструкционных термопластов



ПЭС, Ultrason E (BASF)



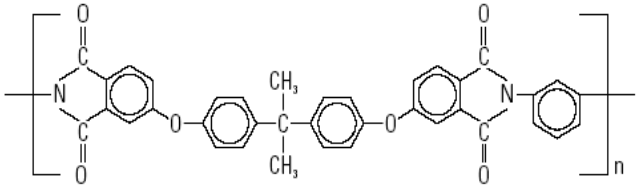
Полиэфирсульфон: свойства:

- Отличная химическая стойкость
- Стойкость к гидролизу
- Высокие диэлектрические характеристики
- Хорошая механическая прочность и
- ударопрочность
- Tg = 225 °C
- Высокая прозрачность
- в контакте с пищевыми продуктами
- Хорошая размерная стабильность
- Теплостойкость 200 °C

Применение: медицинская аппаратура, электротехника

Ultrason S,Ultrason E, Ultrason P (BASF), Amodel, Radel A, Radel R (Solvay)

Полиэфиримид Ultem-1000 (термопластичный)



Механические свойства: E= 3 ГПа, σ=100 МПа, ε=50%;

Ударная прочность;

Криогеностойкость ;

Диэлектрические свойства: ε=3.2 ;

Огнестойкость КИ=47;

Радиационная стойкость >10 MGy;

Goodrich Hella Aerospace Lighting Systems made the new passenger service unit using ULTEM® resin.

Перерабатываемость через расплав при 320^0C

Термопластичные полиимиды: деформационная теплостойкость

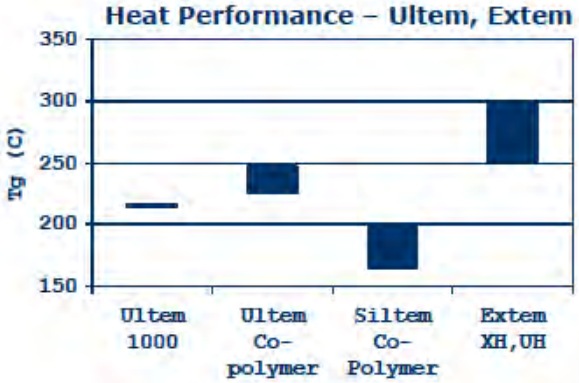
Extem* TPI Resins

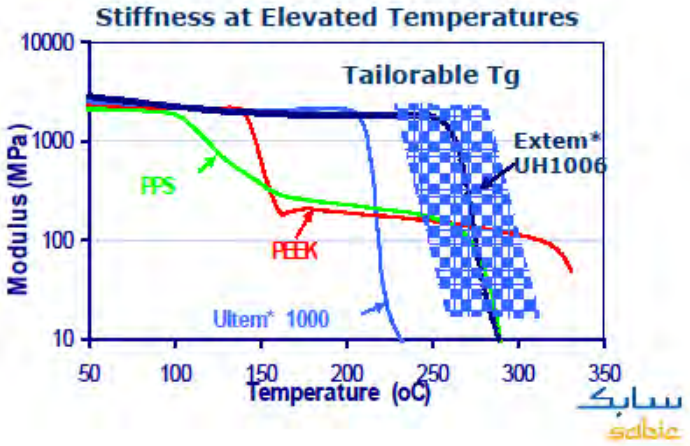
Available Grades
Extem XH
Extem UH

Characteristics
Tg: 250°C – 300°C
LOI: 45 %
Powder or pellet form
Different Mw grades available

Applications
Polymeric Additive

Benefits
High Temperature Resistance
Toughness improvement
Flame retardancy (Non-Halogen)
Strong Metal Adhesion

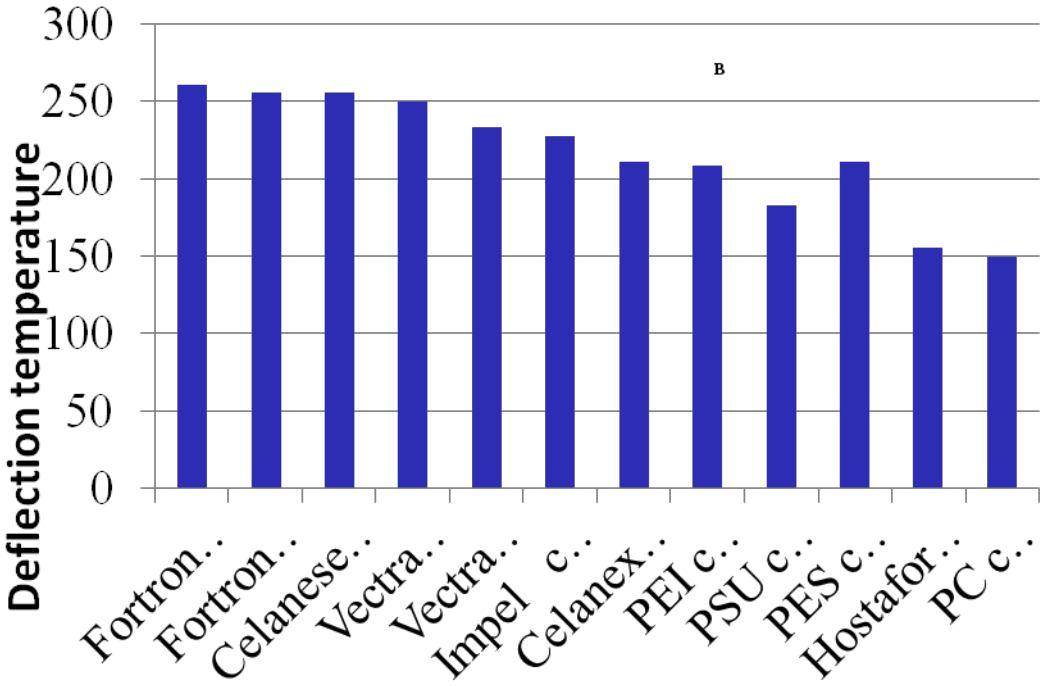




SABIC Innovative Plastics

8

Термопластичные полимеры – максимальная температура длительной эксплуатации

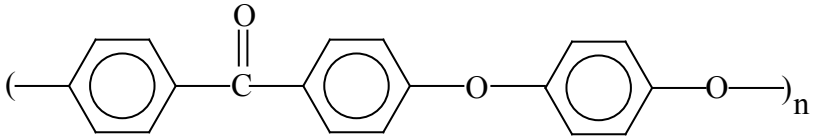


Гамма-радиолиз полиимидной пленки Kapton H (Co-60)

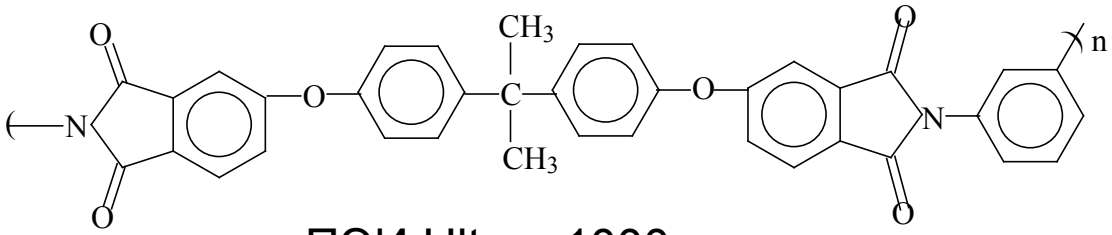
Table 12
Effect of Gamma Radiation Exposure on Kapton® Polyimide Film
(Cobalt 60 Source, Oak Ridge)

Property	Control 1 mil Film	10^4 Gy 1 h	10^5 Gy 10 h	10^6 Gy 4 d	10^7 Gy 42 d
Tensile Strength,					
MPa	207	207	214	214	152
psi × 10^3	(30)	(30)	(31)	(31)	(22)
Elongation, %	80	78	78	79	42
Tensile Modulus,					
MPa	3172	3275	3378	3275	2903
(psi × 10^3)	(460)	(475)	(490)	(475)	(421)
Volume Resistivity Ω·cm × 10^{13} at 200°C (392°F)	4.8	6.6	5.2	1.7	1.6
Dielectric Constant 1 kHz at 23°C (73°F)	3.46	3.54	3.63	3.71	3.50
Dissipation Factor 1 kHz at 23°C (73°F)	0.0020	0.0023	0.0024	0.0037	0.0029
Dielectric Strength V/μm (kV/mm)	256	223	218	221	254

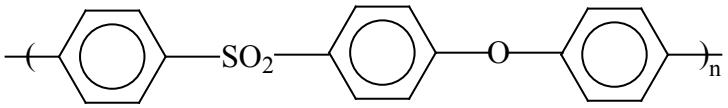
Теплостойкие конструкционные и суперконструкционные термопласты



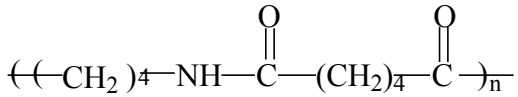
ПЭЭК



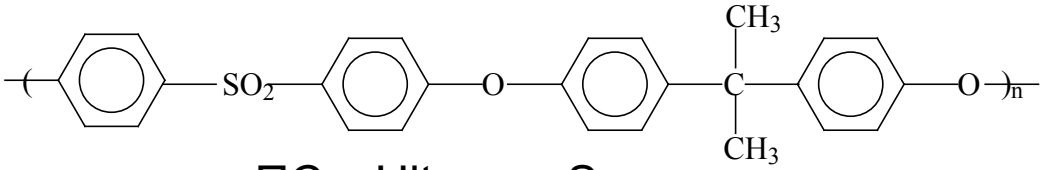
ПЭИ Ultem-1000



ПЭС Ultrason E

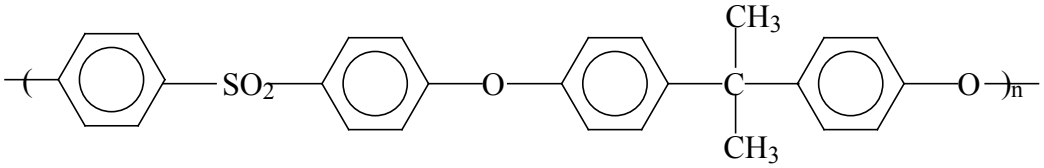


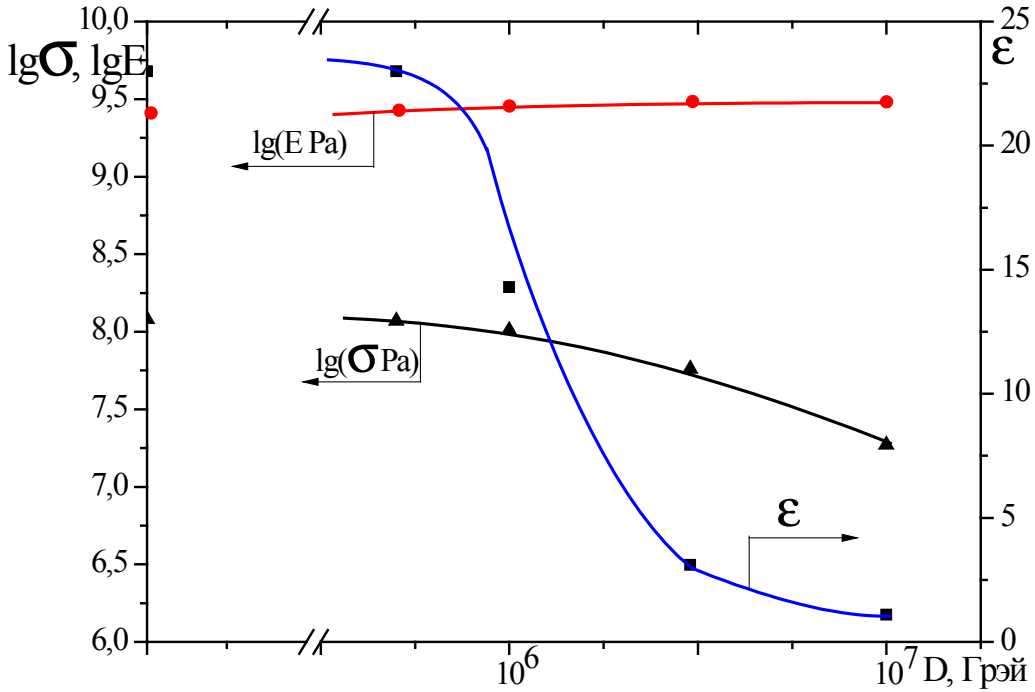
ПА 4.6 Stanyl



ПСу Ultrason S

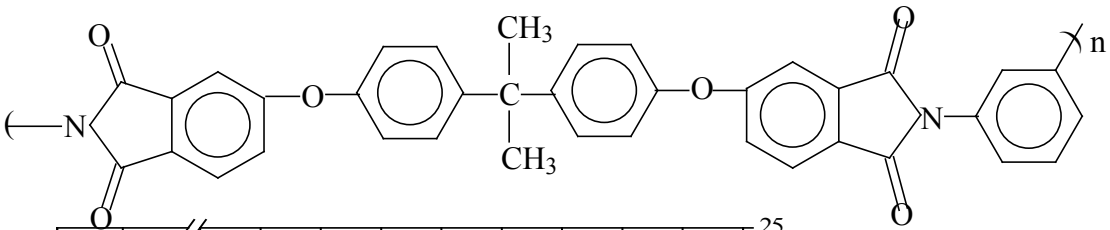
Радиолиз (Co-60) полисульфона (**ПСу**) влияние поглощенной дозы на модуль E (Па), прочность σ (Па) и относительную деформацию при разрушении

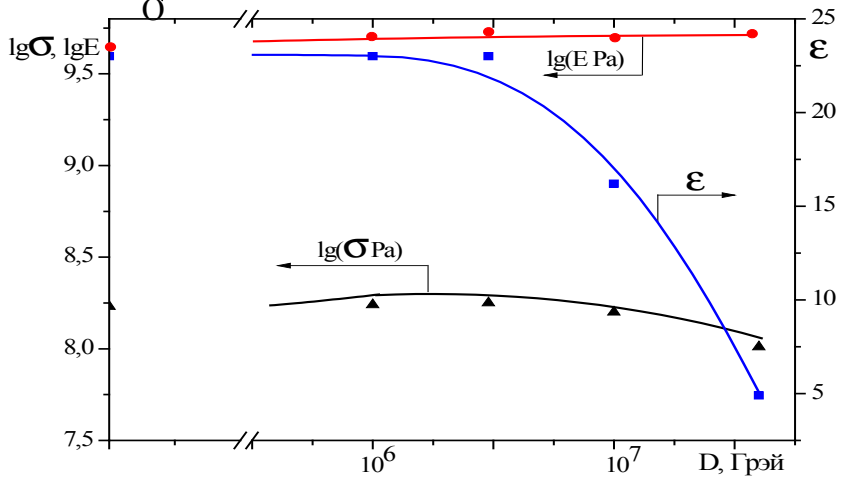




Tavlet M., van der Burght, Workshop “ Advanced materials for high precision dettecors”, CERN, September,1994

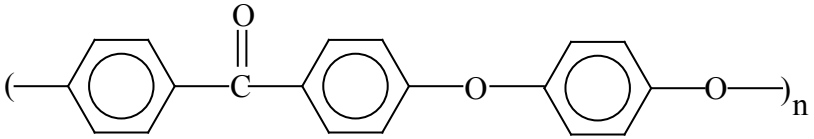
Радиолиз (Co-60) полиэфиримида (ПЭИ): влияние поглощенной дозы на модуль при изгибе E (Па), прочность σ (Па) и относительную деформацию при разрушении

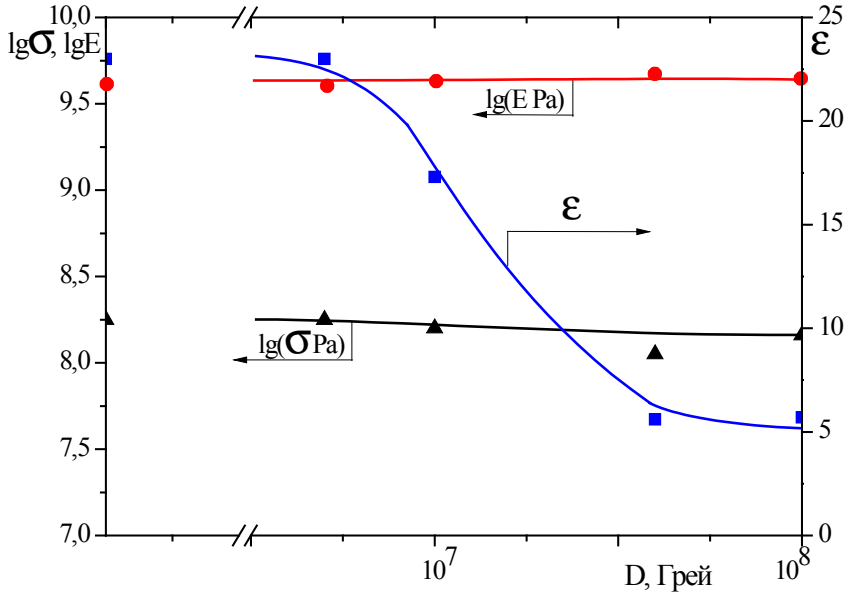




Tavlet M., van der Burght, Workshop “ Advanced materials for high precision dettecors”, CERN, September,1994

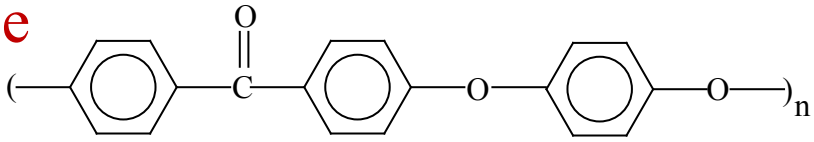
Радиолиз (Co-60) полиэфирэфиркетона (**ПЭЭК**) **(частично крист.)** влияние поглощенной дозы на модуль E (Па), прочность σ (Па) и относительную деформацию при разрушении

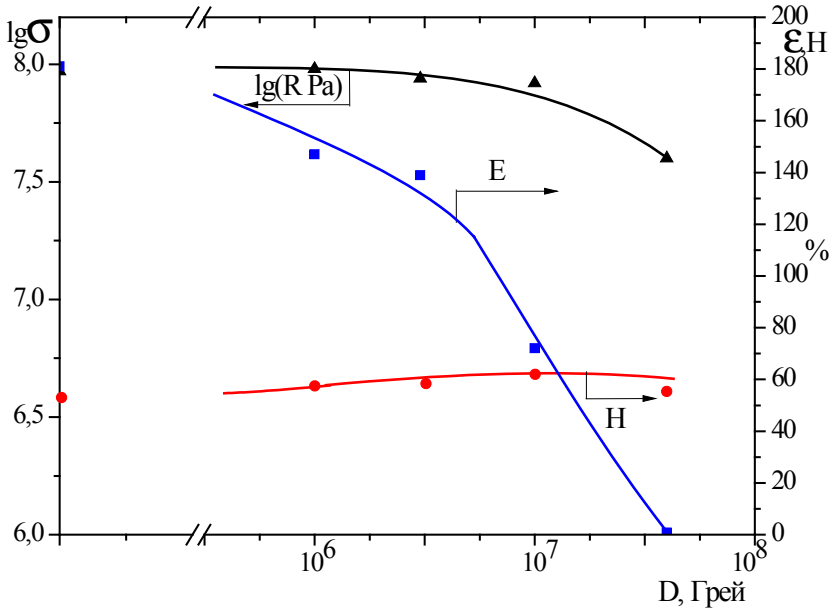




Tavlet M., van der Burght, Workshop “ Advanced materials for high precision dettecors”, CERN, September,1994

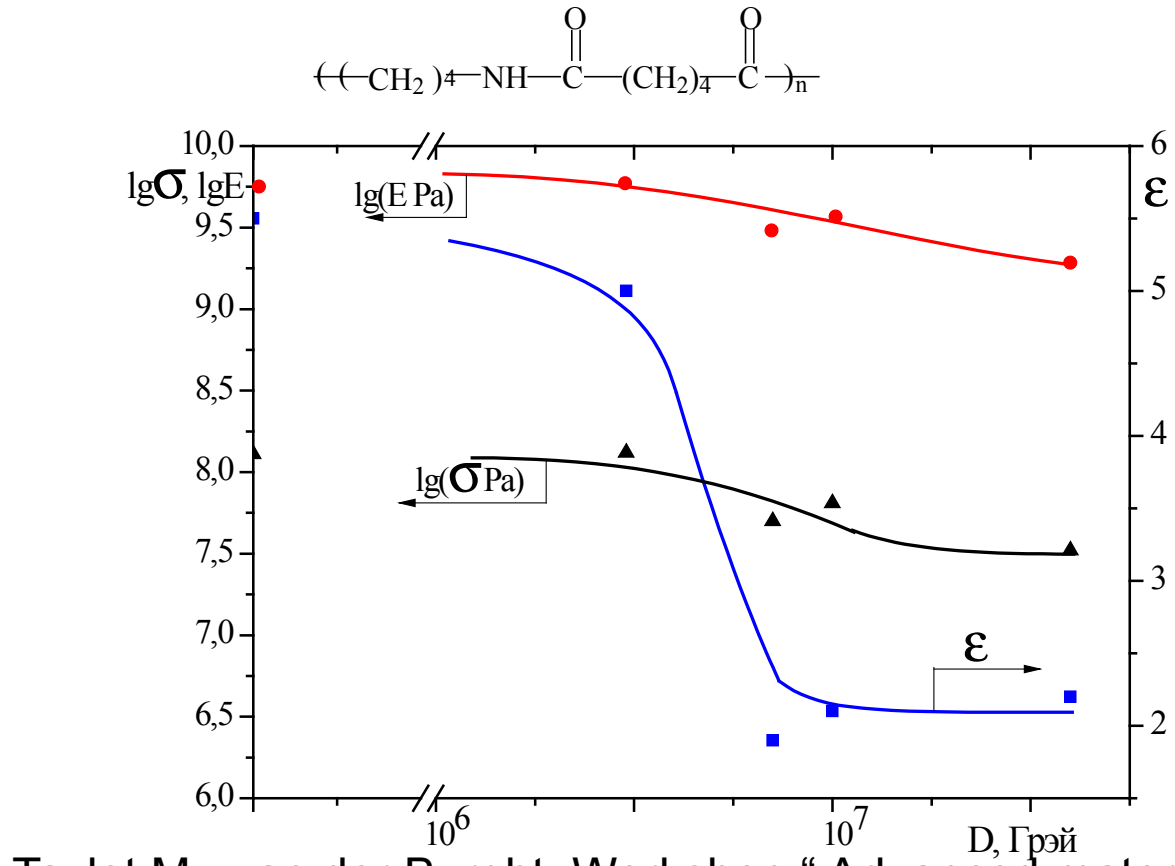
Радиолиз (Co-60) **аморфной пленки ПЭЭК**: влияние поглощенной дозы на модуль E (Па), прочность при растяжении σ (Па) и относительную деформацию при разрыве





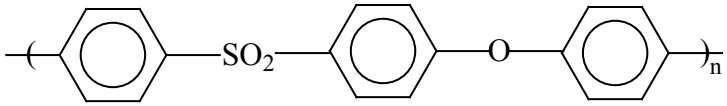
Tavlet M., van der Burght, Workshop “ Advanced materials for high precision dettecors”, CERN, September,1994

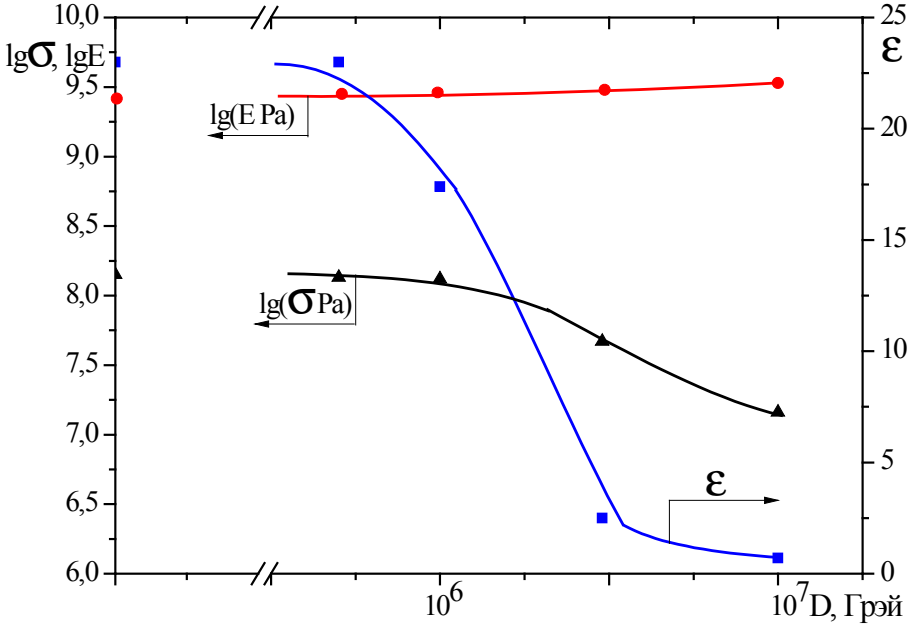
Радиолиз (Co-60) полиамида 4.6 (ПА 4.6): влияние поглощенной дозы на модуль E (Па), прочность σ (Па) и относительную деформацию при разрушении



Tavlet M., van der Burght, Workshop “ Advanced materials for high precision dettecors”, CERN, September,1994

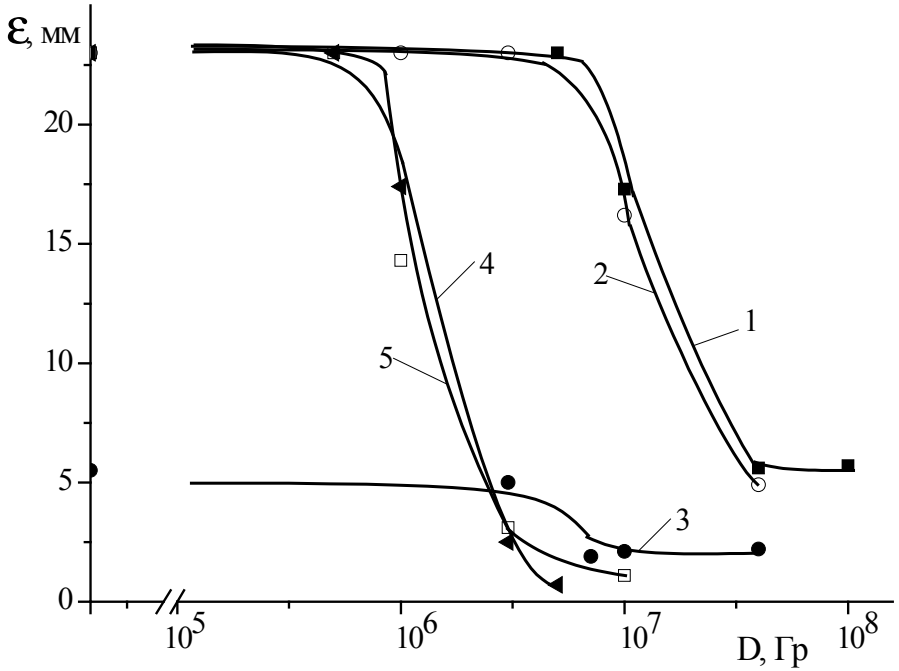
Радиолиз (Co-60) полиэфирсульфона (ПЭС): влияние поглощенной дозы на модуль E (Па), прочность σ (Па) и относительную деформацию при разрушении





Tavlet M., van der Burght, Workshop “ Advanced materials for high precision dettecors”, CERN, September,1994

Деформация разрушения образцов после радиолиза Co-60

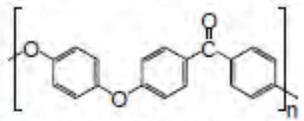


ПЭЭК (1 = ПЭИ (2) >> ПА-4.6 (3) = ПЭС(4)= ПСу(5)

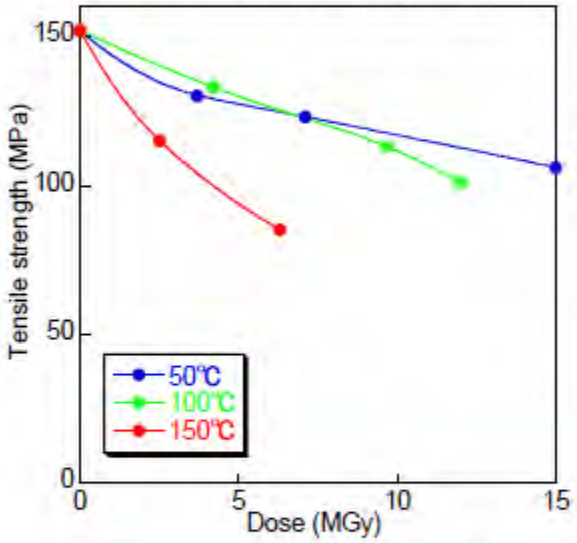
Tavlet M., van der Burght, Workshop “ Advanced materials for high precision dettecors”, CERN, September,1994

Влияние температуры на радиолиз ПЭЭК

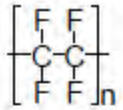
● Polyether-ether-ketone (PEEK)

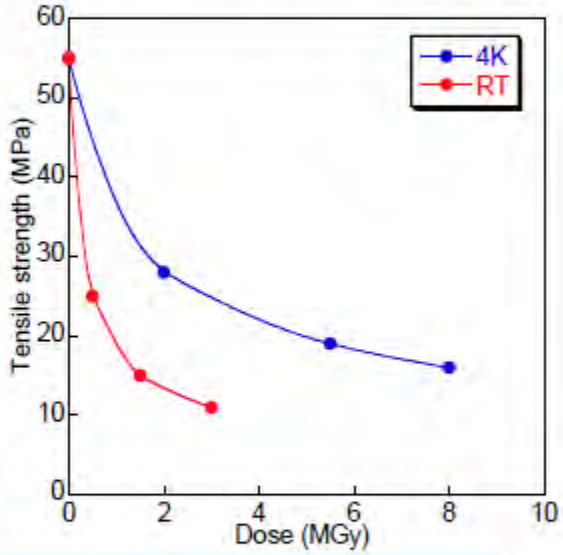


Glass transition temperature : about 140°C



● Polytetrafluoroethylene (PTFE)





Degradation of organic materials is accelerated at high temperature.

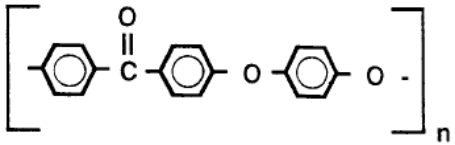
Reference : "Radiation Resistivity of Polymeric Materials with Data Tables" (in Japanese)
JAERI-Data/Code 2003-015

Радиационностойкая кабельная изоляция из ПЭЭК

Термо- и радиационностойкий термопластичный материал

Construction	Multi strand wire, extruded PEEK insulation
Conductor	Silver plated copper, multi strand 0.35mm: 7 x 0.12mm ø
Insulation	PEEK, unfilled, natural colour
O.D ø	0.68 ± 0.02mm
Min. Bend radius	7.5 x diameter (long term)
Radiation Resistance	10^9 Rad = 10^7 Gy
Voltage Rating	At least 4KV DC in vacuum
Working voltage	>10KV DC
Breakdown voltage	>20KV
Vacuum	UHV, 10^{-10} mbar and better
Temperature	-65°C...250°C, -200°C for non-flex applications
Insulation resistance	>1 x 10^{16} Ohm cm

PEEK :

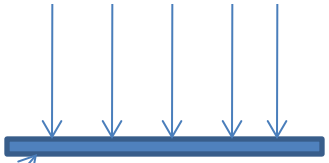


PEEK insulated wire, 311-PEEKM-035-10M

Схема получения слоистого ПКМ на основе 4,4′-этилидендифенилдицианата и углеткани

1. Пропитка

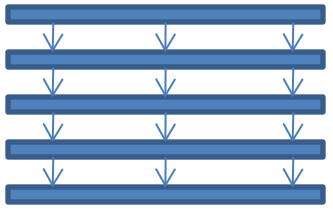
ЦЭ



Углеткань

2. Получение препрега

Прогрев в печи при 150^0C



3. Набор 20 слоев препрега

4. Пост-отверждение 1

Ступенчатый нагрев 120 - 170^0C под давлением 20 МПа

5. Пост-отверждение 2

Ступенчатый прогрев в печи 170 – 250^0C

6. Готовый ПКМ

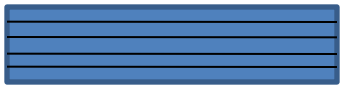
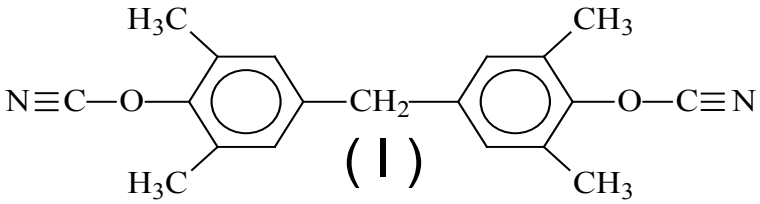
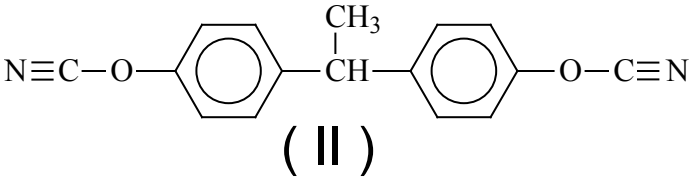


Схема процесса отверждения ЦЭ



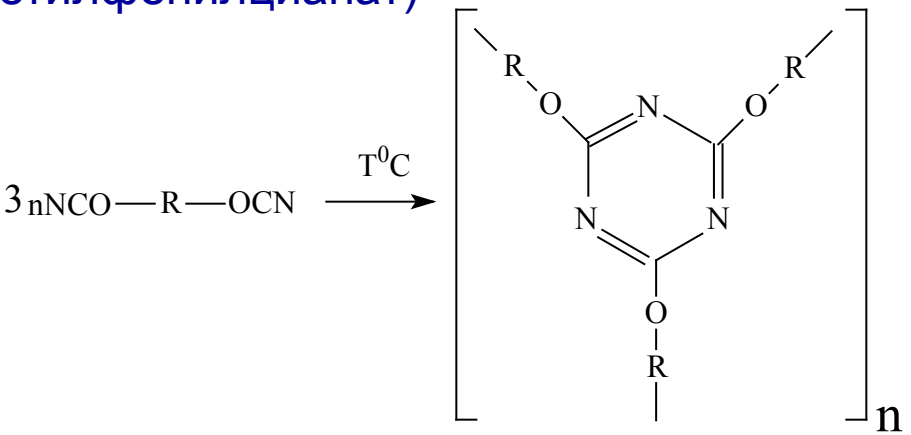
(I)

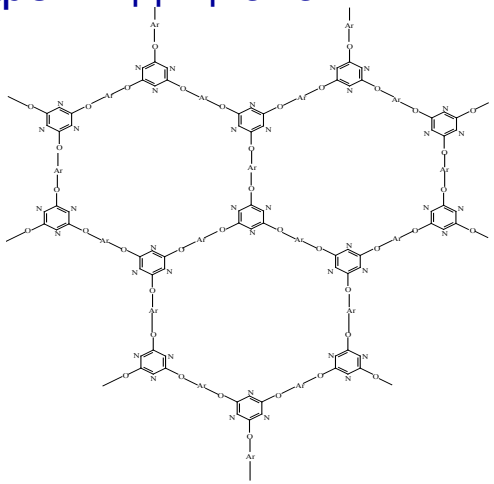
Метилен- бис-(2,6-диметилфенилцианат)



(II)

4,4′-этилидендифенилдицианат

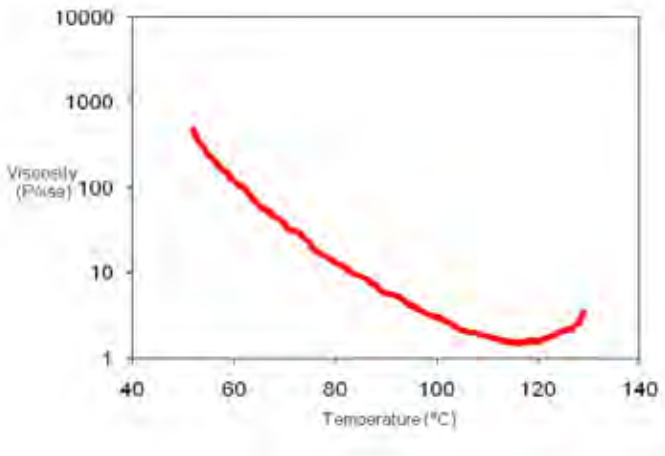


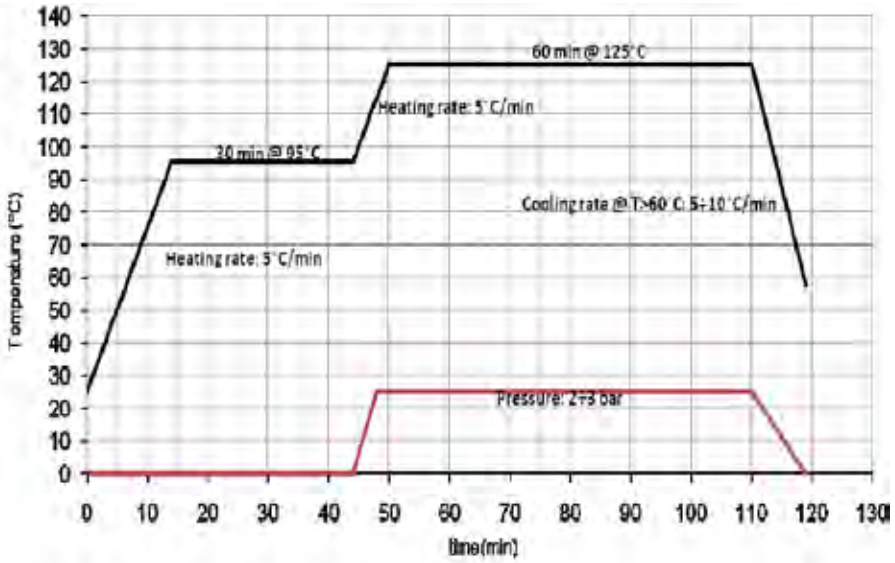


Не нужен отвердитель!!!!

Регулярная сетка!!?

Режим отверждения смолы DT01CN

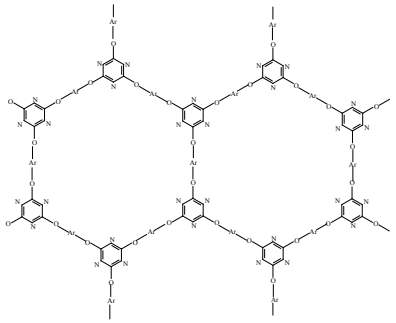




Пост-отверждение

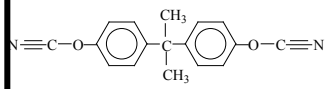
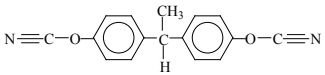
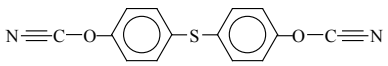
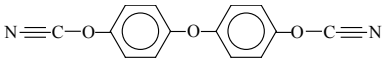
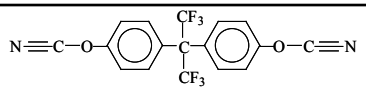
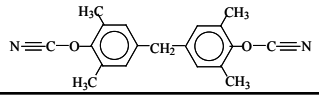
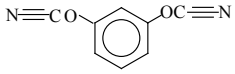
Для достижения Tg (~ 410°C), 12 час 320°C+4 час 360°C+1 час 400°C
Для Tg = 220 ÷ 225°C 4 час при 200°C).

Основные свойства полициануратов (ПЦ)

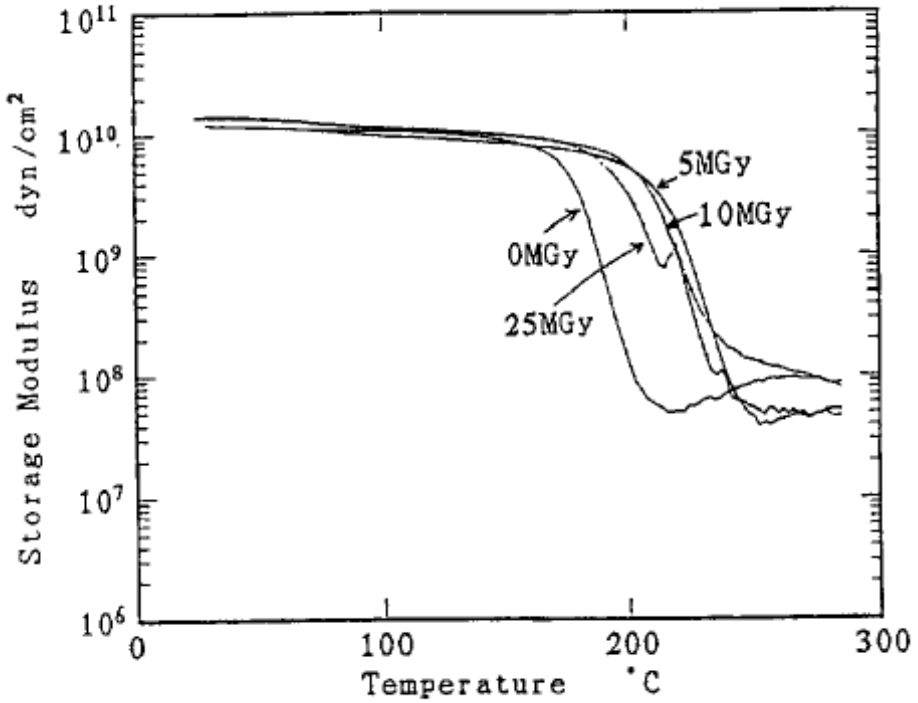


- теплостойкость 200-250^{0}C
- огнезащищенность: V-1, V-0 (UL-94)
- низкое влагопоглощение (1-2%) ;
- хорошие адгезионные свойства
- низкая диэлектрическая проницаемость <3.0
- радиационная стойкость >10 МГр
- низкая вязкость, отсутствие летучих
- однокомпонентность, удобство переработки
- совместимость с другими смолами

Термические свойства полицианатов

Мономер	Tg, ^{0}C	CTE,ppm	TGA, ^{0}C	Кокс,%	UL-94, с
	289	64	411	41	56
	258	64	408	43	55
	273	68	400	46	4
	271	65	405	48	55
	270	54	431	52	<1
	252	71	403	48	34
	275	49	410	-	-

Гамма-радиолиз полицианурата: влияние поглощенной дозы на температуру начала тепловой деформации



Robitaille S., Patz G., Johnson S., Workshop on advanced materials for high precision detectors, CERN,1994

Применение полицианураторов в авиации и космической технике:

-

- теплостойкость;
- огнестойкость;
- стабильность размеров
- радиопрозрачность;
- устойчивость к излучениям 10 МГр

Спутники связи

Антенны, радары

Фюзеляж летательных аппаратов и т.п.

отражатели

Применение полицианатов

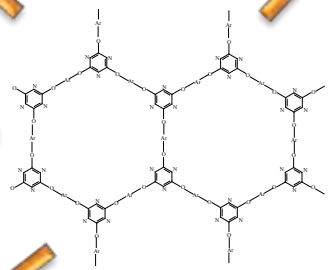
Материалы для электроники

Связующие для ПКМ

Многоуровневые печатные платы

слоистые металл-полимерные ПКМ

оптические элементы



Стекло- и углепластики

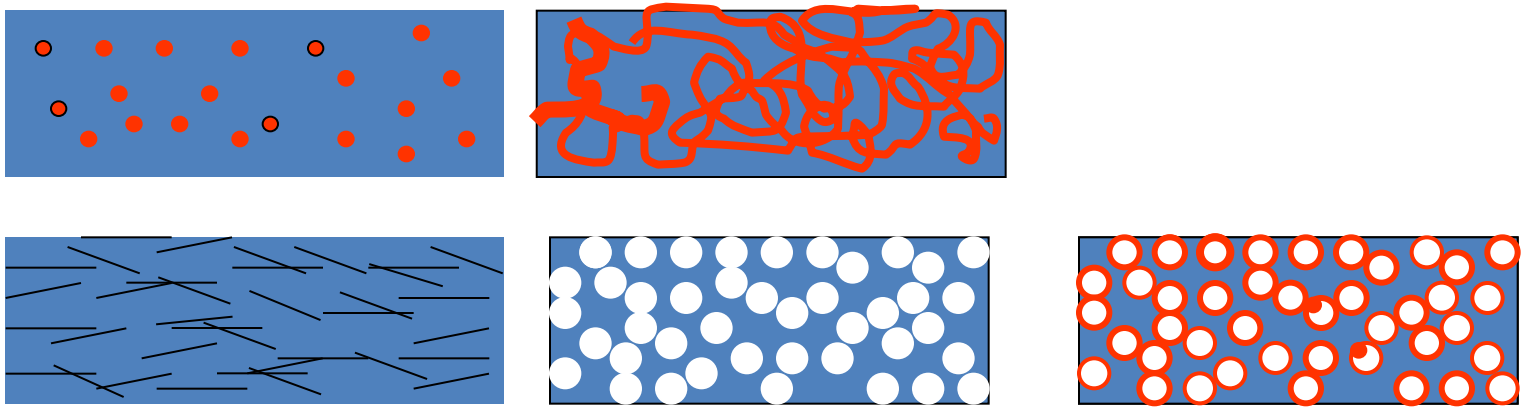
защитные ЭМИ-экраны

препреги

адгезивы

Новые перспективные типы ПКМ на основе ЦЭ

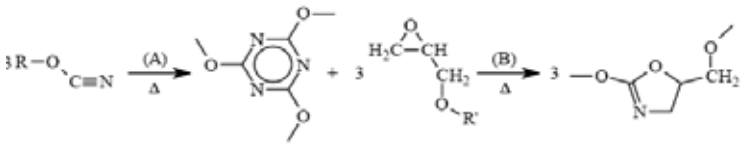
- химически связанные двухфазные композиции и ВПС с полиэпоксидами, полиуретанами, каучуками, инженерными пластиками (ударная прочность, трещиностойкость, снижение влагопоглощения, удешевление);
- нанокомпозиты, композиты с проводящими частицами;
- пористые материалы
- синтактные пены (композиты со стеклосферами 0,5 -0,7 г/см^3);
- огнезащищенные композиции.



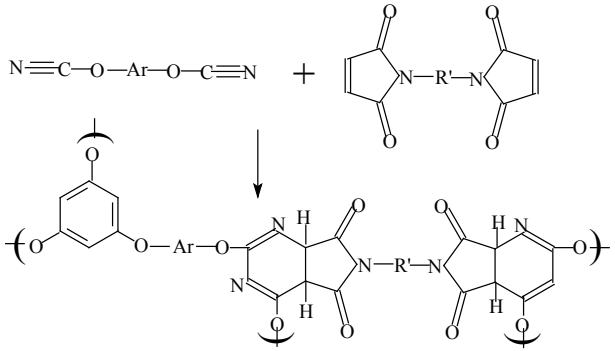
Двухкомпонентные сетки с использованием ЦЭ

Химическое взаимодействие ЦЭ с функциональными группами разных типов приводит к прививке с образованием однофазных или двухфазных систем:

1) с эпоксидами

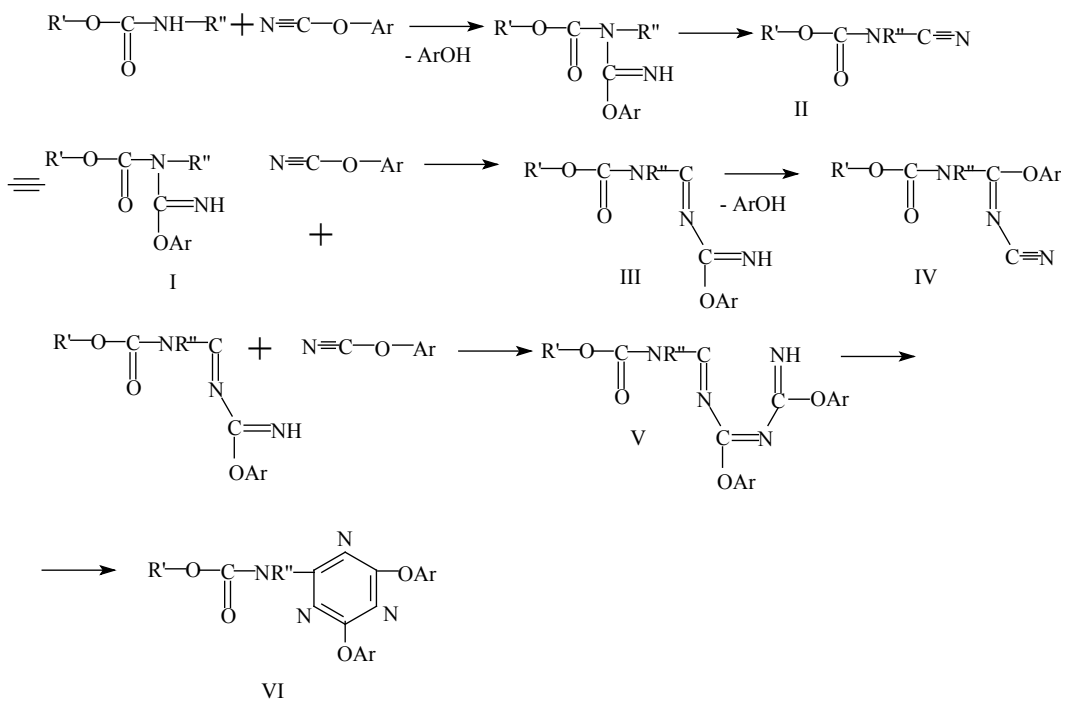


2) с бис-малеимидами (смолы «ВТ»)



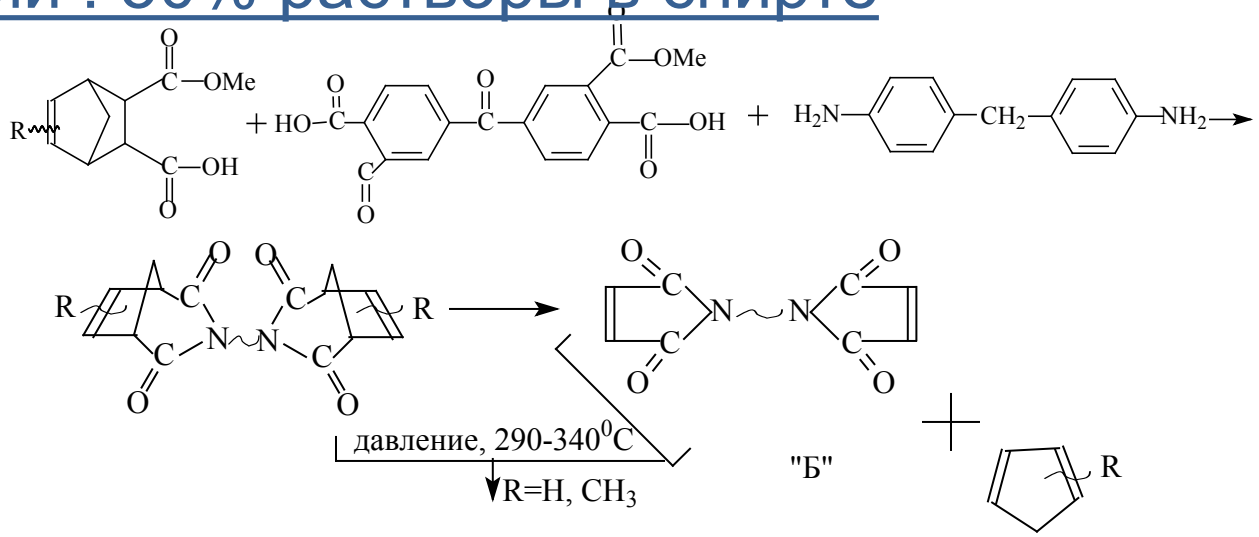
3) с фенольными смолами

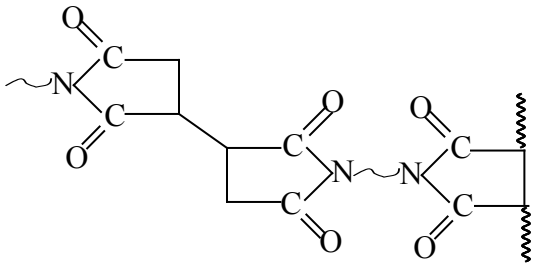
4) ВПС с полиуретанами

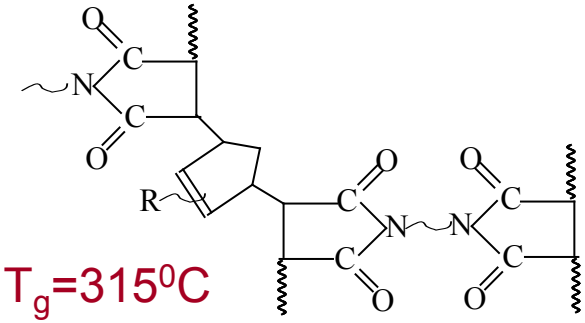


А.М.Файнлейб, ИХВС, 1990-2013

ПМР-смолы: термоотверждаемые имидо-образующие композиции : 50% растворы в спирте







Недостаток: токсичность МДА.
Новые типы ПМР-смол: RP-46 (LARC), DMZB-15 (GRC NASA)

T_g=315^{0}C

NR-150 –фторсодержащие: T_g=350^{0}C

Заключение:

1. Использование суперконструкционных пластиков в сфере ядерной энергетики и радиационных технологий является перспективным направлением.

2. В ряду термопластичных суперконструкционных полимеров – наиболее высокие характеристики имеют полиэфирэфиркетон и полиэфиримид:

3. В ряду термоотверждаемых связующих для ПКМ по комплексному критерию критерию (тепло- и термостойкость-огнестойкость –радиационная стойкость) наиболее перспективны циановые эфиры и имидобразующие смолы ПМР.

4. В институтах РАН и афиллированных имеются соответствующие разработки, которые могут быть использованы при формировании ФЦП программ по данной тематике.

Благодарность:

к.х.н. А.Ю. Цегельская ИСПМ РАН

РФФИ грант 13-03-00915
Госпрограмма ТОП-5 (Казанский Федеральный Университет)

Спасибо за внимание !

ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКАЯ СИСТЕМА РБ ПЕРСОНАЛА РАДИАЦИОННО-ОПАСНОГО ПРЕДПРИЯТИЯ

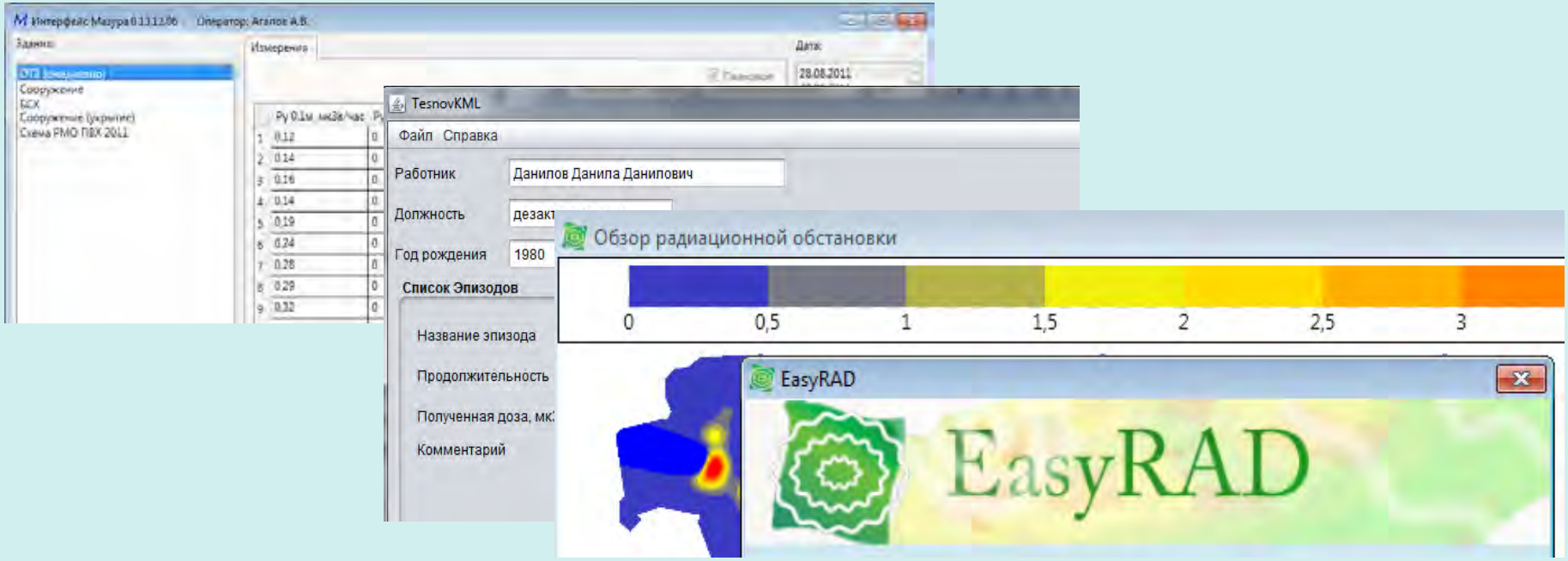
Авторы:

И.К. Мазур, И.Д. Кудрин, К.А. Чижов,

В.П. Крючков

ИАС РБП

- Mazur Interface
  - TesnovKML
    - EasyRAD



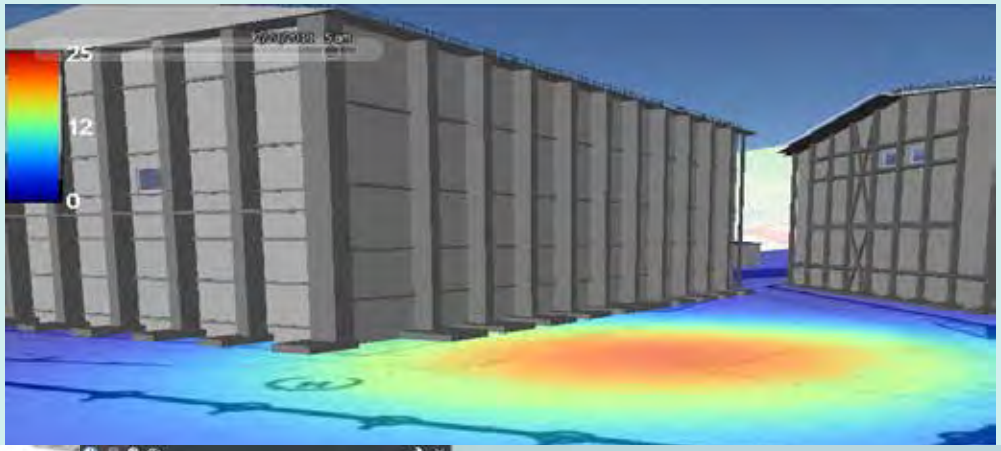
ЭКСПОРТ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ В ГИС

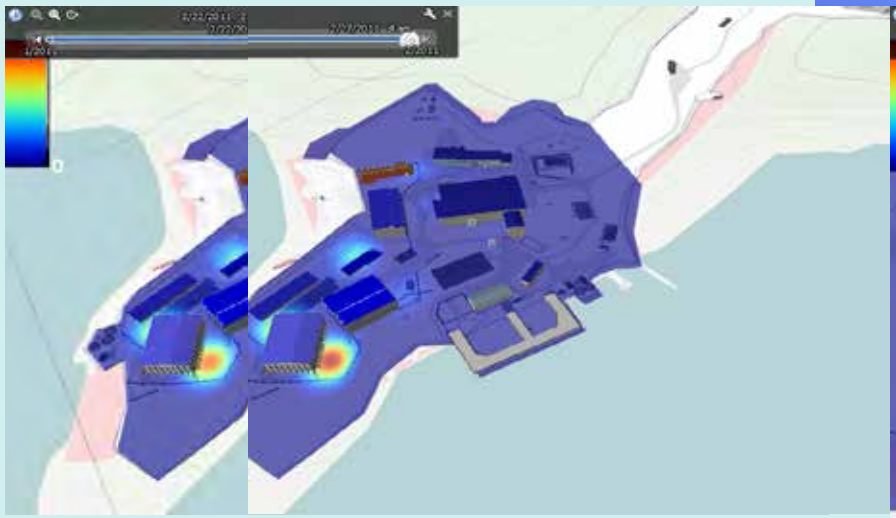
Радиационное поле

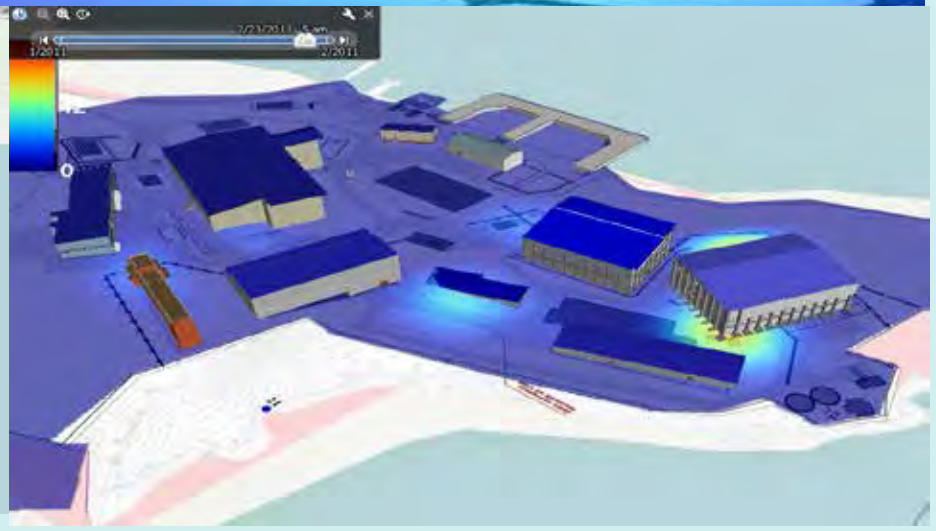
Может быть отображено

с привязкой к 3D

моделям зданий







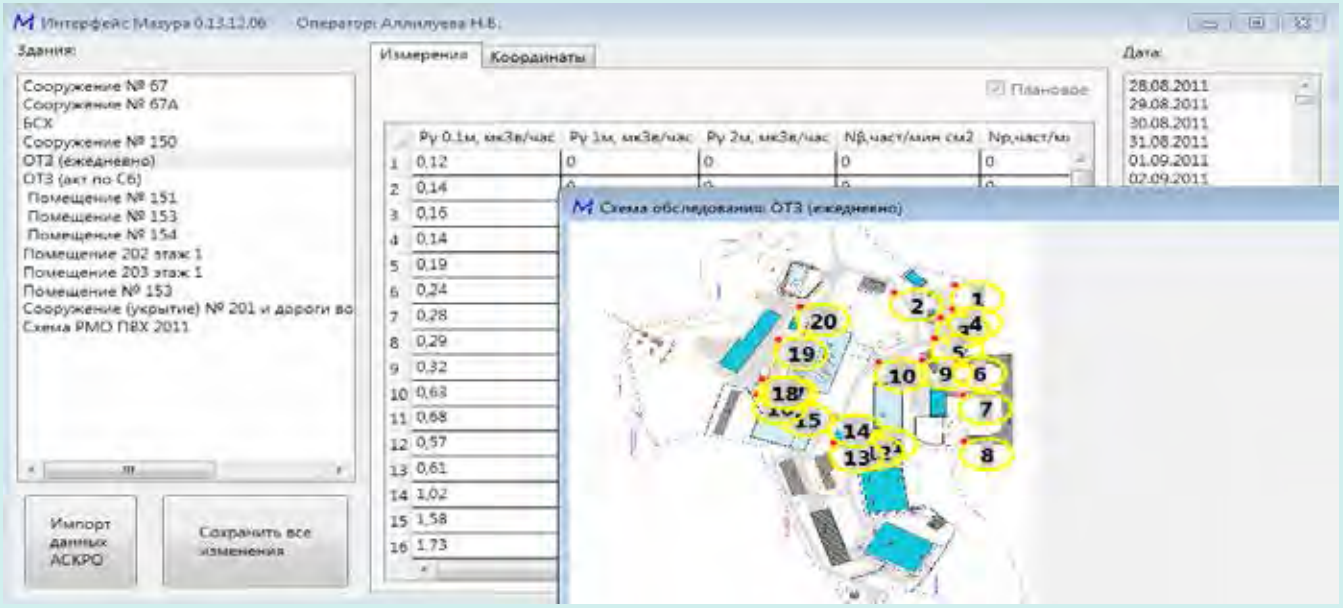
ИСХОДНЫЕ ЗАДАЧИ ПРОЕКТА

§ Создание прозрачного, быстрого и дружелюбного интерфейса ввода данных

§ Улучшение системы в сравнении с предыдущими разработками

§ Переход к единой топооснове схем объектов площадки

ВВОД ИЗМЕРИТЕЛЬНЫХ ДАННЫХ



Гораздо более быстрее чем ранние разработки

§ Мы разработали систему, позволяющую вводить измеренные данные о радиационной обстановке

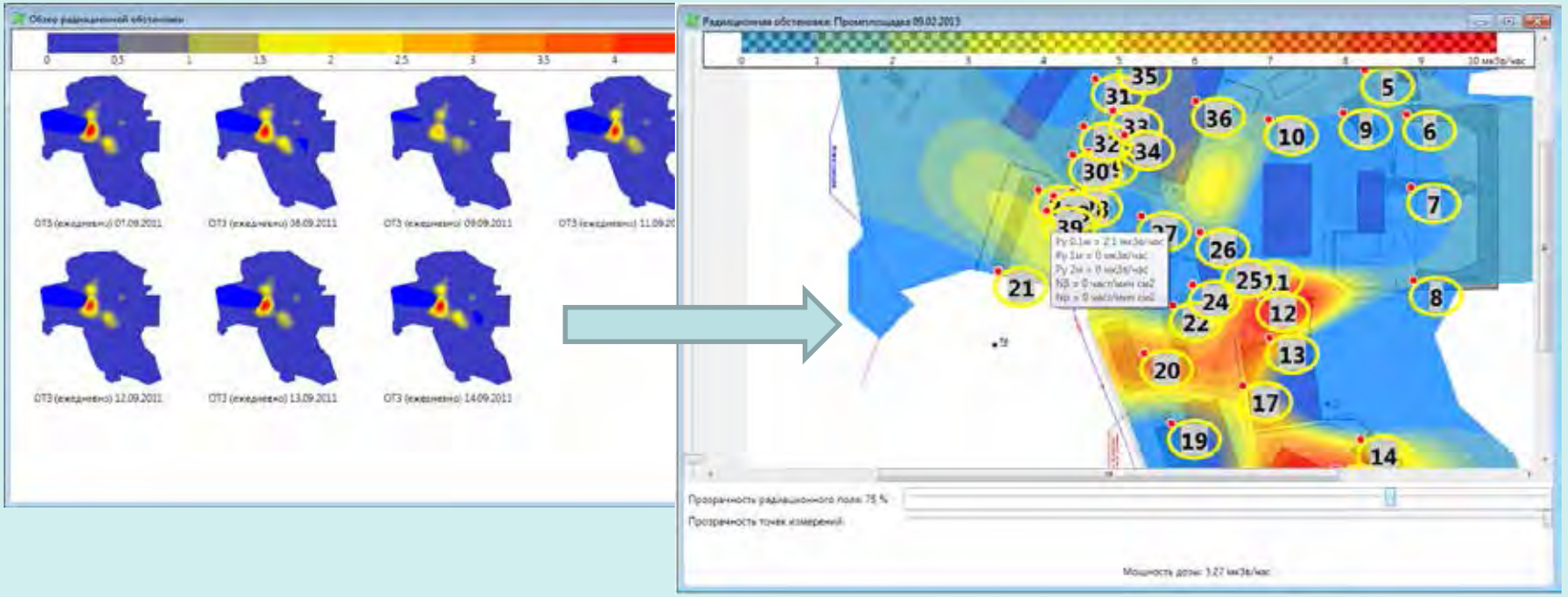
§ Персонал СевРАО в настоящий момент активно вводит данные за предыдущие годы

ОБРАБОТКА ДАННЫХ: EASYRAD

- Расчёт радиационных полей на основе введённых измерительных данных
- Визуализация радиационной обстановки
- Вычисление доз на основе введённых маршрутах персонала

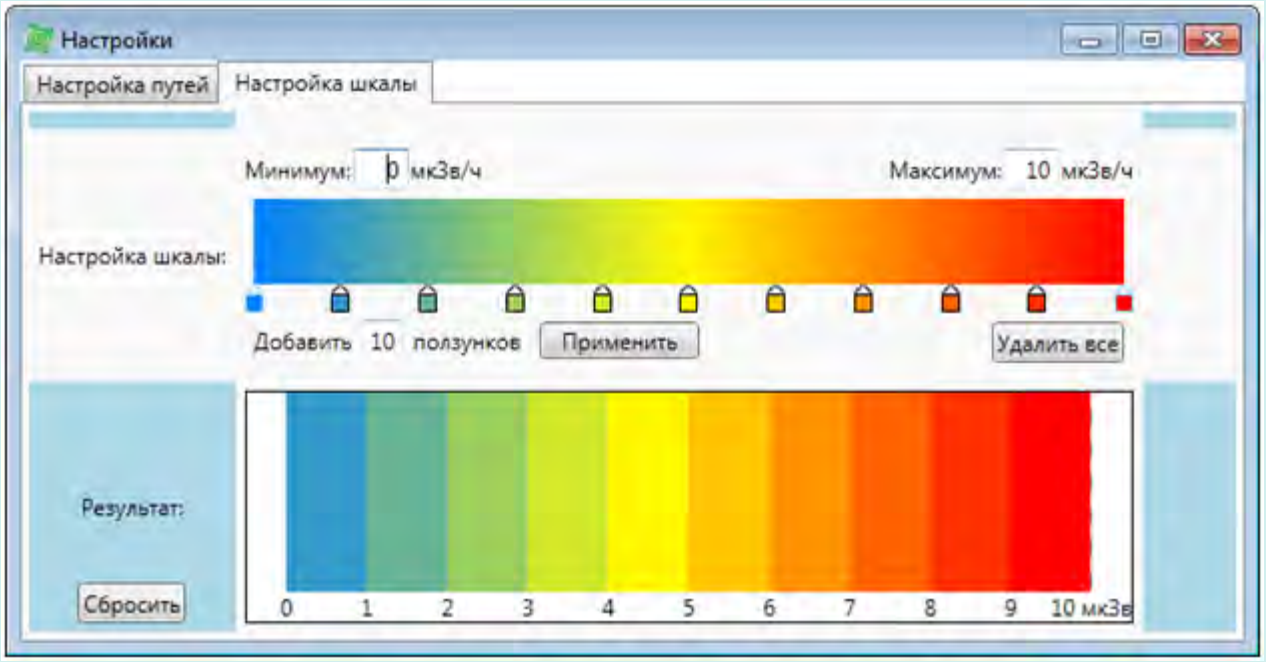
ОТОБРАЖЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ

§ Наглядное представление рассчитанной радиационной обстановки



ПРОСТАЯ НАСТРОЙКА ШКАЛЫ

§ Шкалу для отображения радиационной обстановки можно настроить произвольным образом

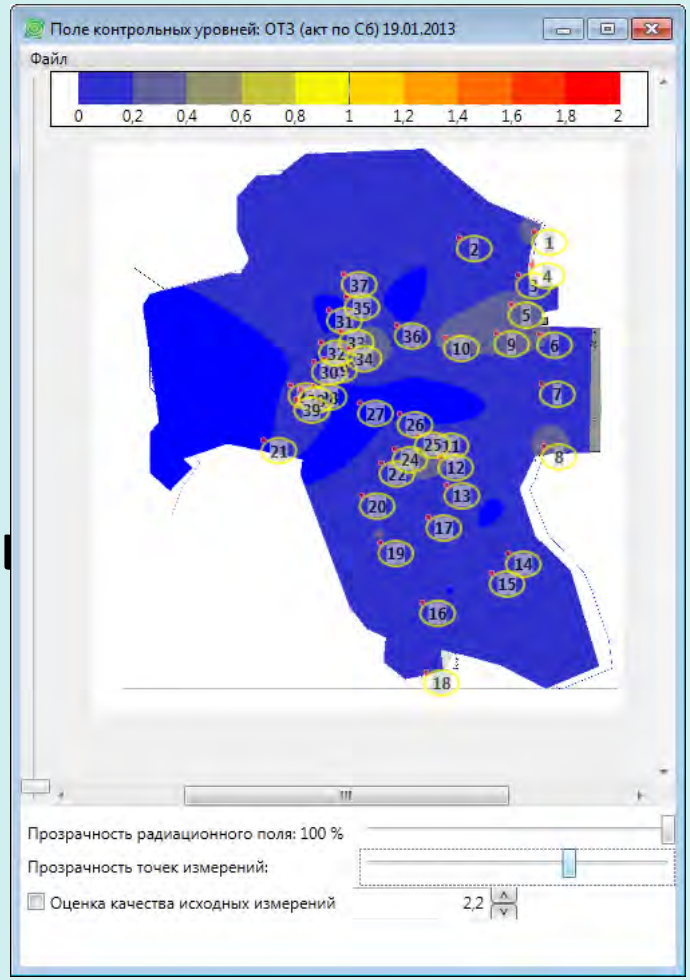


КАКУЮ ИНФОРМАЦИЮ МОЖНО ПОЛУЧИТ Ь ИСПОЛЬЗУЯ EASYRAD?

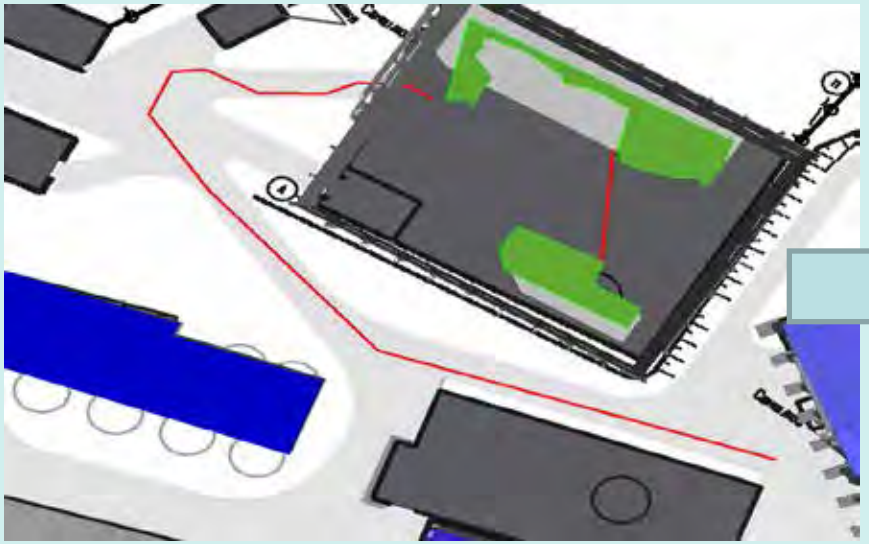
1. Визуализация радиационной обстановки (совместно с трёхмерными моделями зданий и маршрутами персонала) в ГИС;
2. Расчёт доз на основе введённых маршрутах персонала;
3. Построение зависимости мощности дозы от времени в выбранной точке;
4. Расчёт оптимального пути между точками с минимальной полученной дозой.

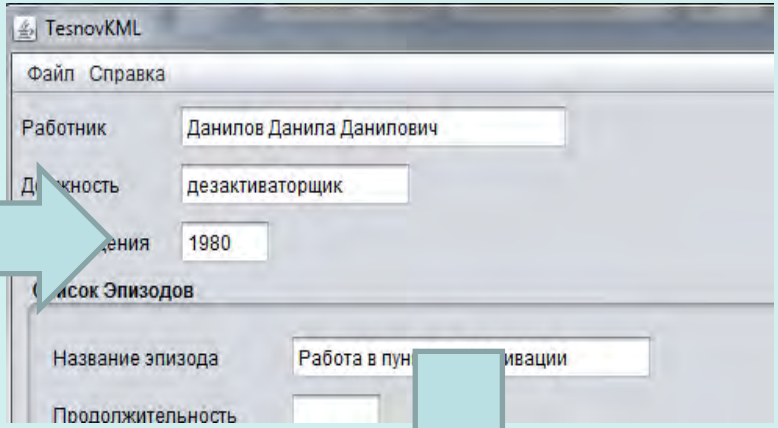
КАРТА КОНТРОЛЬНЫХ УРОВНЕЙ

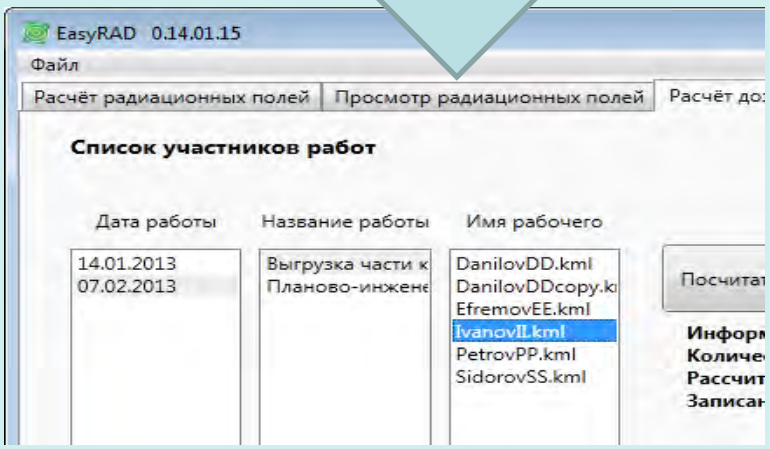
- МРУ-120 устанавливает контрольные уровни мощностей доз
- EasyRAD делит измеренные значения на значения контрольны уровней и показывает результат



ВЫЧИСЛЕНИЕ ДОЗЫ НА ОСНОВЕ ВВЕДЁННОГО МАРШРУТА

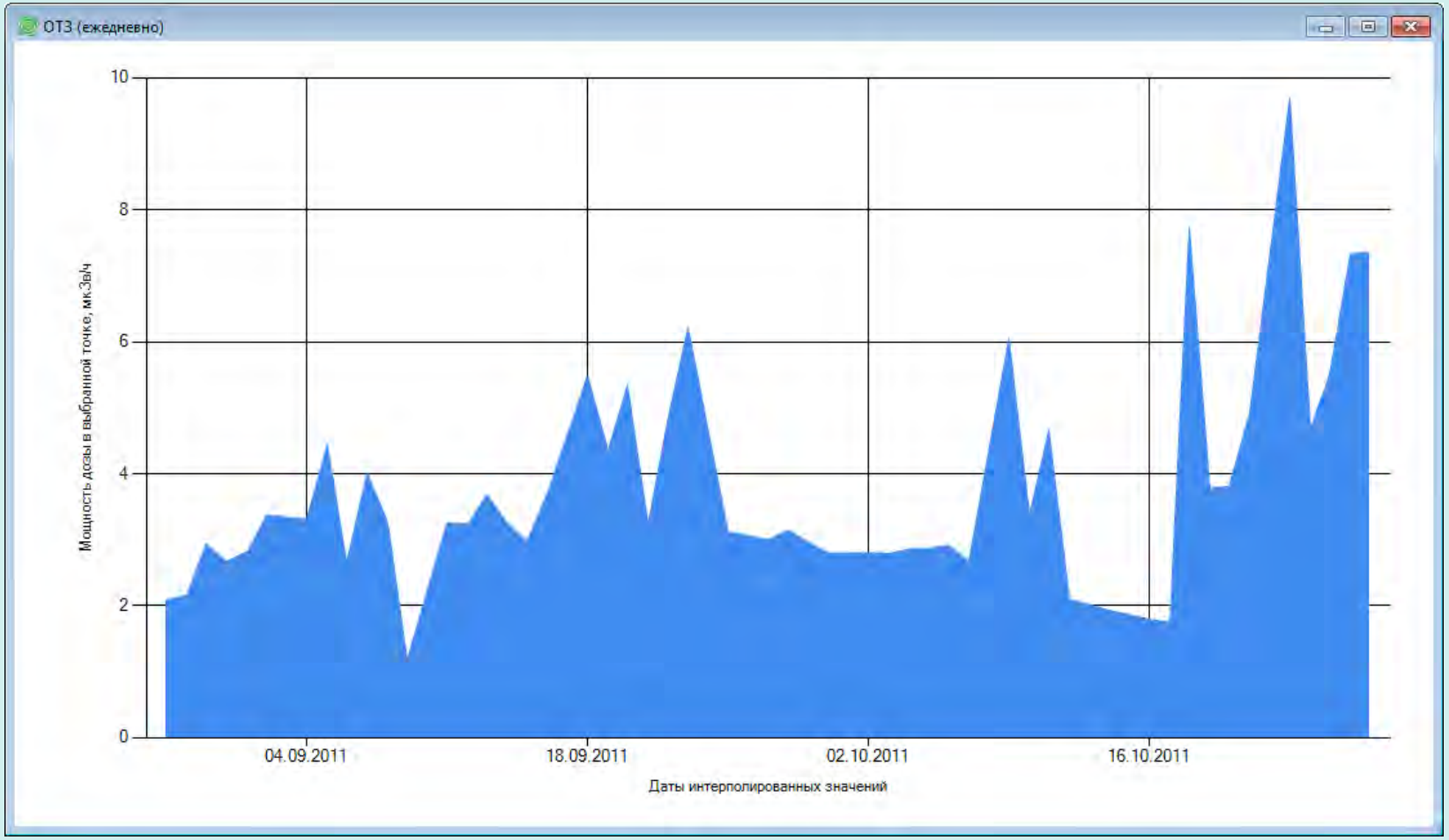






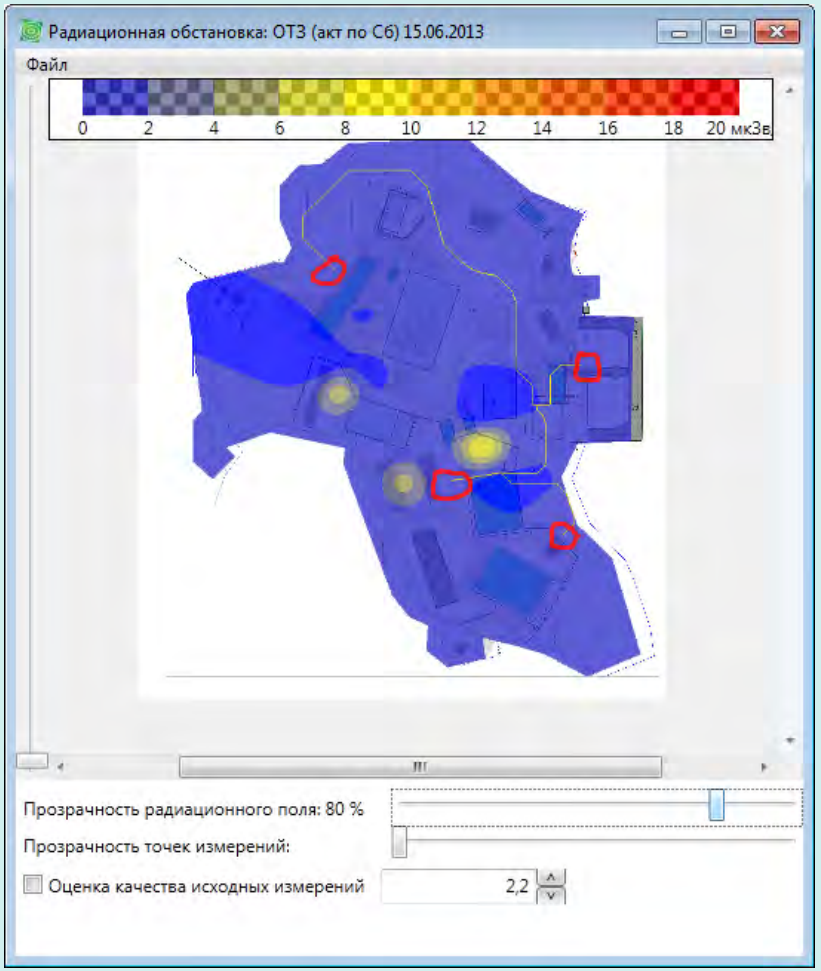
Введённые маршруты с последующим вычислением доз

ГРАФИК ЗАВИСИМОСТИ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ОТ ВРЕМЕНИ



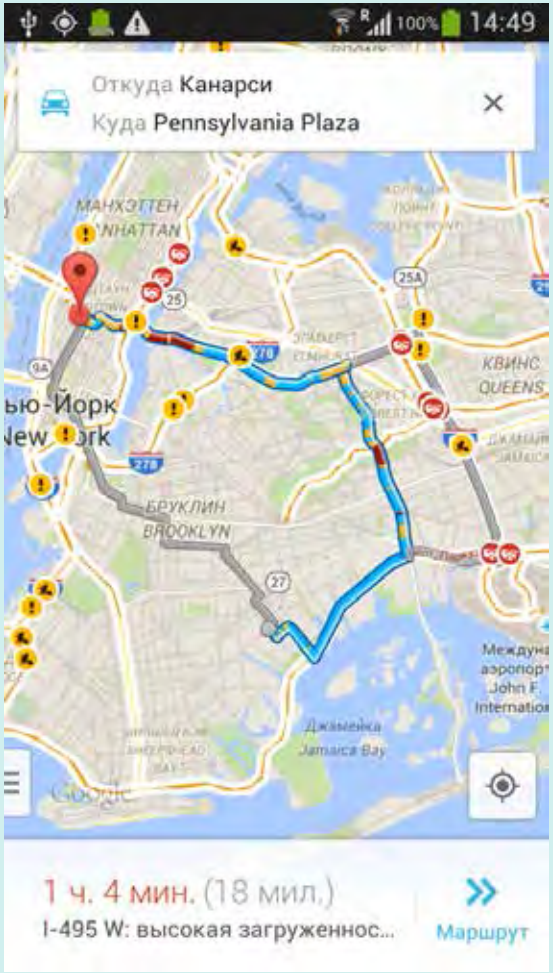
ВЫЧИСЛЕНИЕ МАРШРУТА С МИНИМАЛЬНОЙ ДОЗОЙ

§Этот инструмент решает нетривиальную задачу поиска оптимального пути с минимальной полученной дозой на выбранной Радиационной карте



ВЫЧИСЛЕНИЕ МАРШРУТА С МИНИМАЛЬНОЙ ДОЗОЙ

Принцип работы такой же как и у любого автомобильного навигатора, учитывающего пробки



Программное обеспечение

§ Данная система является оригинальной разработкой нашей команды

§ Программы написаны на современном языке C# на платформе Windows Presentation Foundation (WPF)

§ Алгоритмы реализованы с использованием современного языка статистической обработки- R

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

§ Мы увеличили производительность работ наших предыдущих систем

§ Мы дополнили систему возможностью созданий отчёта в ГИС системах

§ **Персонал предприятия действительно использует в своей практике нашу систему!**

§ Видео системы: **http://yadi.sk/i/PPW7SjsWfyPLt**

ПЕРСПЕКТИВЫ ПРИМЕНЕНИЯ ПОЛИМЕРНЫХ КОМПОЗИТОВ В КАЧЕСТВЕ МАТЕРИАЛОВ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ЯЭУ

Анисимов Андрей Валентинович,
д.т.н., заместитель генерального директора по неметаллическим материалам
Бахарева Виктория Ефимовна,
Никитина Ирина Валентиновна,
ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей,

Вавилкин Владимир Николаевич,
ОАО «ОКБМ АФРИКАНТОВ»,

Кучин Николай Леонидович
ФГУП Крыловский государственный научный центр

Биологическая защита ЯЭУ

Этапы создания биологической защиты перспективных корабельных ЯЭУ, обеспечивающей эффективную защиту от ионизирующих излучений:

- Ø выбор материалов защиты;
- Ø определении необходимой толщины;
- Ø разработка оптимальных с точки зрения весо-габаритных характеристик способов монтажа защиты

Цель: обеспечение необходимой кратности ослабления излучения до уровней допустимого радиационного воздействия.

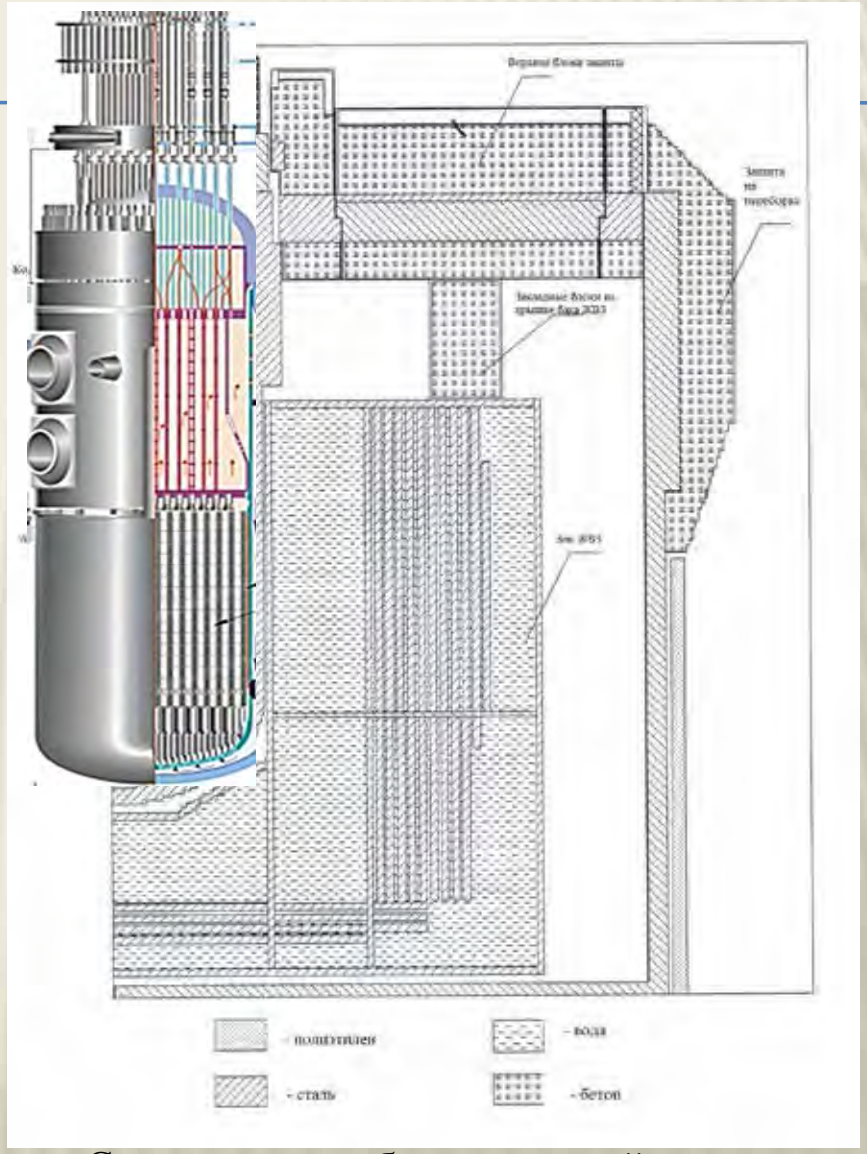


Схема системы биологической защиты

Н.Г.Андреев, В.Н.Вавилкин, О.С.Замятин, С.П.Довбуш «Определение эффективной мощности дозы нейтронов в помещениях судовых АЭУ по результатам измерений» - ОАО «ОКБМ Африкантов» КАЯ – kms2012-015

Требования, предъявляемые к материалам биологической защиты транспортных ЯЭУ

Основным критерием, определяющим эффективность материала как защиты от нейтронного излучения, служит **концентрация водорода**

К материалам биологической защиты транспортных установок кроме обеспечения эффективности ослабления излучения с учетом условий их эксплуатации предъявляется ряд других требований, основными из которых являются:

- диапазон рабочих температур,
- пожаростойкость и взрывобезопасность,
- санитарно-химические характеристики,
- токсичность при горении,
- технологичность изготовления и монтажа,
- стоимостные показатели.

Совокупности указанных требований в настоящее время наиболее полно отвечает **серпентинитовый бетон**, несмотря на то, что по эффективности ослабления нейтронов он уступает полиэтилену и гидридам металлов.

Достоинства полимерных композиционных материалов (ПКМ)

Ø- эффективное ослабление дозы нейтронов (выше, чем у серпентинитового бетона);

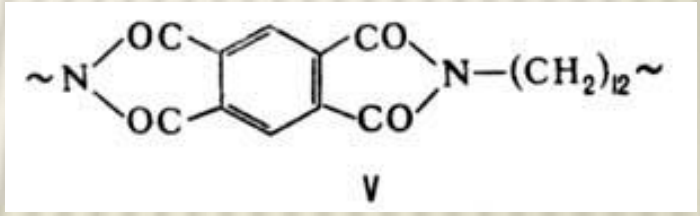
Ø- сочетание малой плотности с высокими физико-механическими характеристиками;

Ø- отсутствие коррозионной активности;

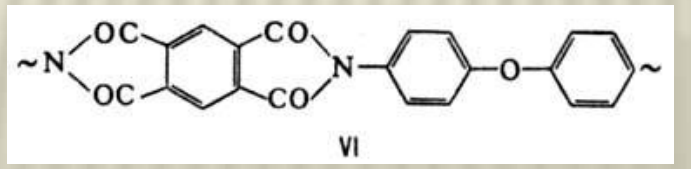
Ø- технологичность. Позволяет изготавливать плиты размером до 1000х2000х80мм и конструкции сложной конфигурации;

Ø- простота введения в состав ПКМ дополнительных модифицирующих элементов (бор, железо и др.);

Ø- возможность механической обработки изделий из ПКМ на стандартном металлообрабатывающем оборудовании (резка, фрезерование, сверление и т.д.).



V



VI

Свойства нейтронопоглощающих ПКМ

Плотность и состав нейтронопоглощающих ПКМ (разработаны ФГУП ЦНИИ КМ «Прометей» в 80-х годах)

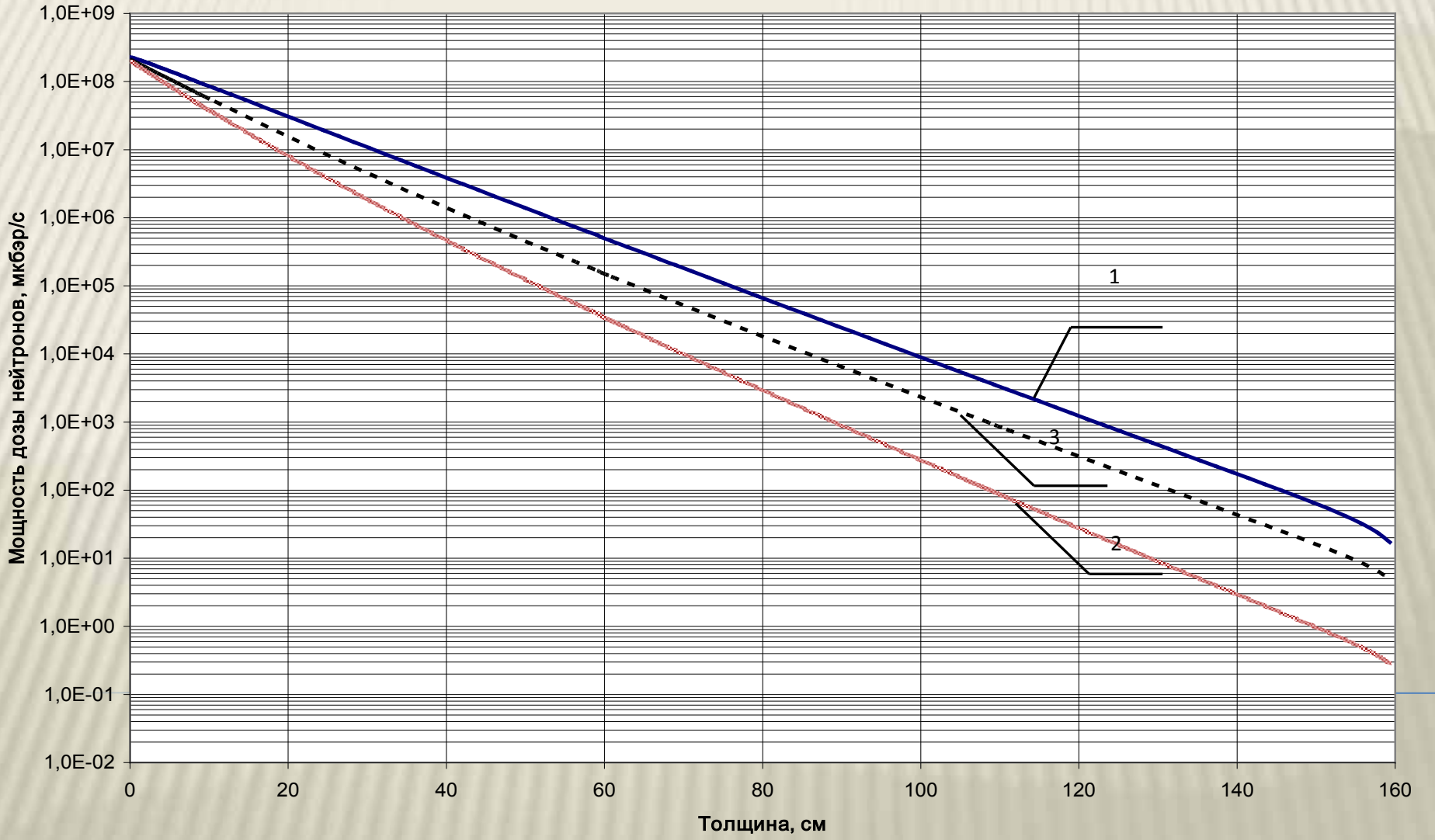
Материал	ОРЭТ-А	НОРТ-1-А	ОРЭТ-В	СТЭТ-2
Плотность, кг/м^3	1350	1300	1300	1900
Рабочая температура, °С	190	250	130	160
Предел прочности при сжатии, МПА	220	200	80	500
Состав, яд/см^3·10^{-22}				
Водород	3,7	3,37	5,15	2,62
Углерод	4,5	4,47	4,0	4,61
Кислород	0,5	0.74	1,1	0,68
Азот	0,8	0,67	0,2	0,85
Хлор	0,2	-	0,2	-

Органопластики на основе полимерных связующих, стекло- и органических армирующих тканей (содержание бора до 2,5 %):

1. ОРЭТ-А – эпоксидное связующее ЭТ-2 + ткань из СВМ
2. НОРТ-1-А – полиимидное связующее + ткань из СВМ
3. ОРЭТ-В – эпоксидное связующее ЭТ-2 + ткань виноловая
4. СТЭТ-2 – эпоксидное связующее ЭТ-2 + стеклоткань Т-11

Эффективность ослабления ионизирующего излучения

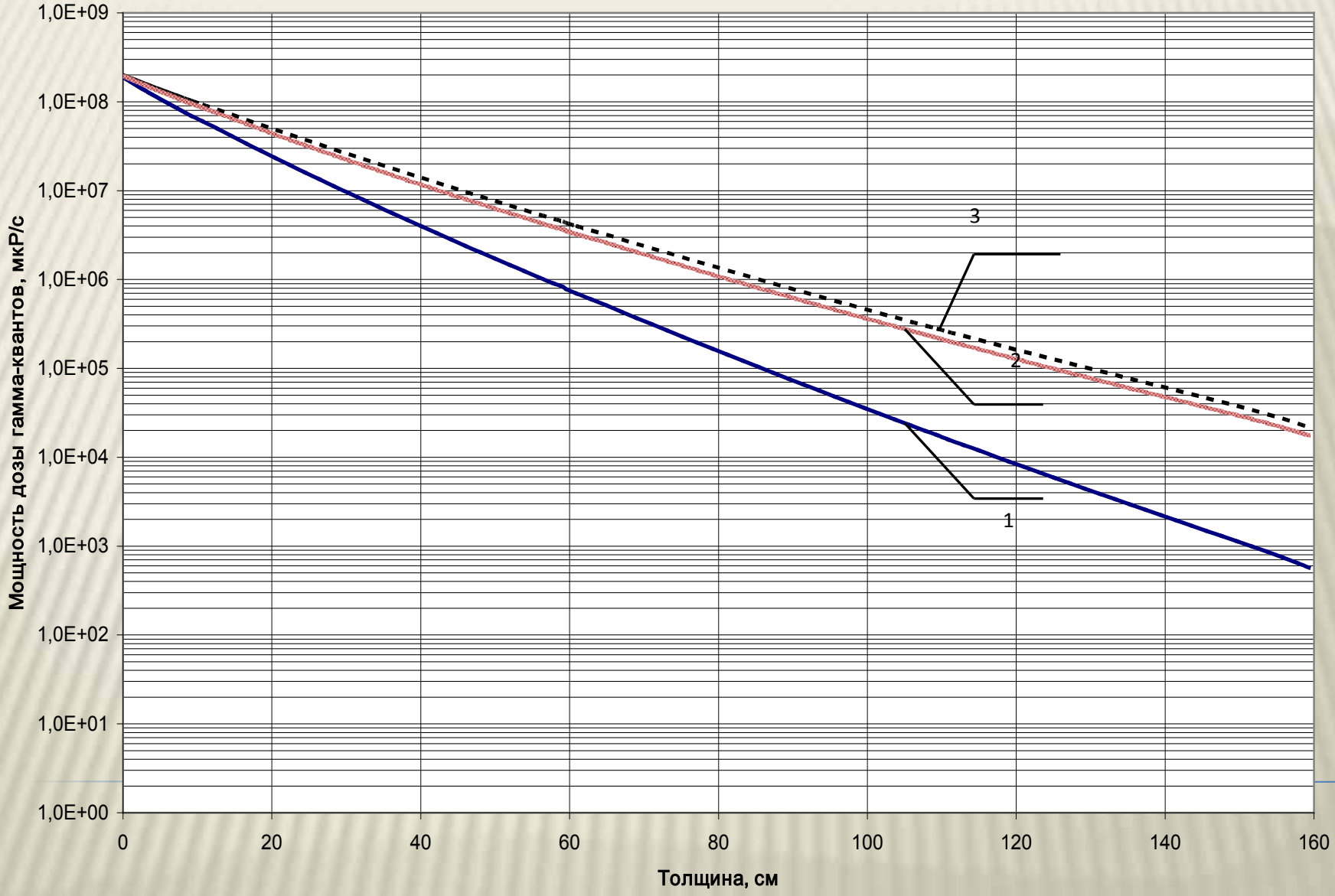
Результаты сравнительных расчетов ослабления мощности дозы нейтронов и гамма излучения в серпентинитовом бетоне и ПКМ (выполнены ОАО «ОКБМ Африкантов»)



Эффективность ослабления мощности дозы нейтронов.

1 – Бетон с плотностью 2,1 г/см^3; 2 – Органопластик ОРЭТ-В; 3 – НОРТ-1-А.

Эффективность ослабления гамма излучения



Эффективность ослабления мощности дозы гамма квантов.

1 – Бетон с плотностью 2,1 г/см^3; 2 – Органопластик ОРЭТ-В; 3 – НОРТ-1-А.

Требуется повышение эффективности поглощения гамма излучения

Расчетные характеристики поглощающей способности ПКМ

Представительным критерием эффективности материалов биологической защиты служит длина релаксации мощности дозы излучения. По определению длина релаксации есть толщина материала, на которой рассматриваемый функционал излучения (в данном случае, мощность дозы) снижается в e=2,78 раз. Полученные значения длины релаксации мощности дозы нейтронов и гамма-излучения в рассматриваемых материалах на толщине 0-100см приведены в таблице ниже.

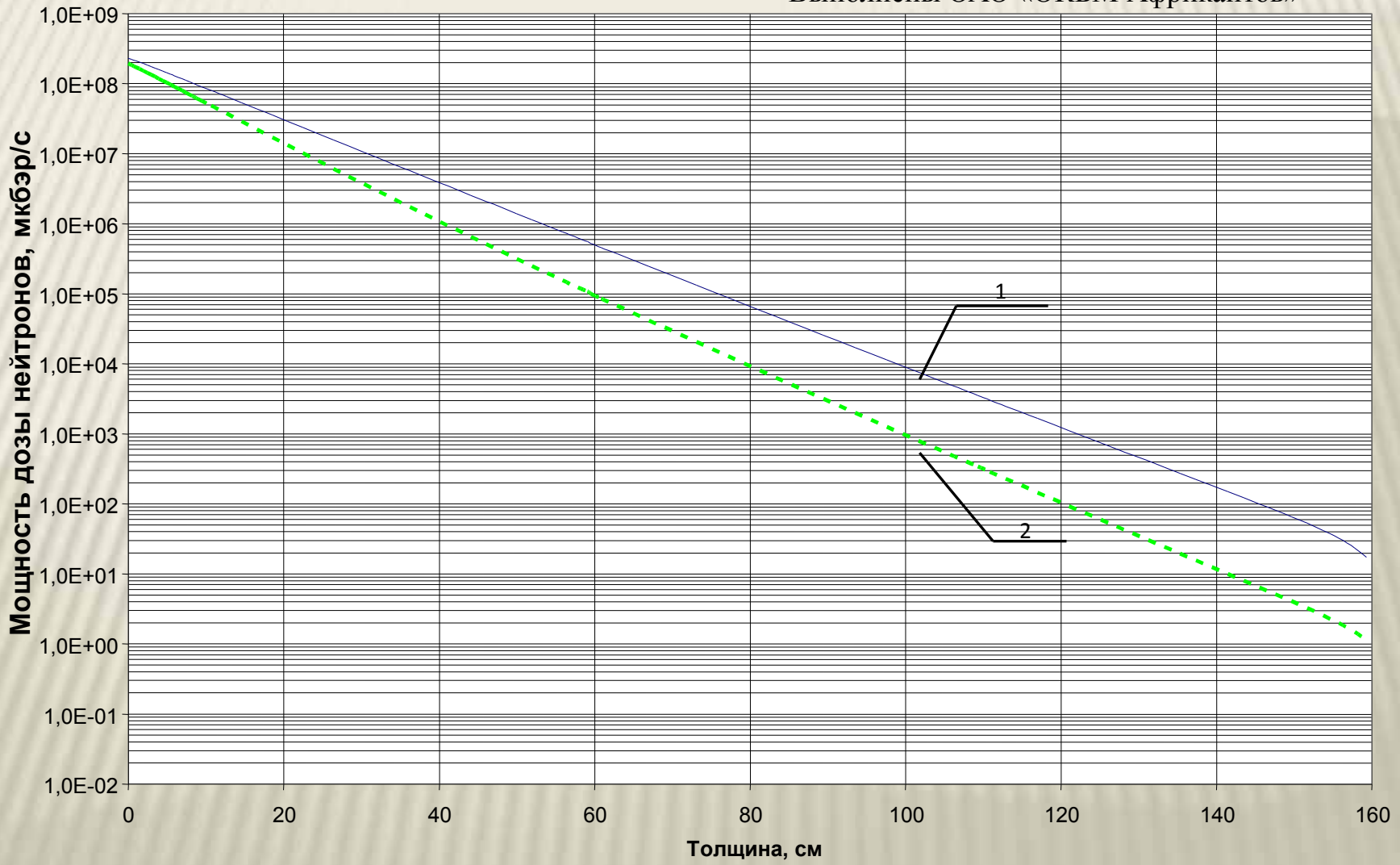
Длины релаксации мощности дозы излучения (см) и предельные температуры эксплуатации (°С)

Материал	Нейтроны	Гамма кванты	Температура
Бетон, γ=2100 (кг/м3)	11,3	14,2	450
НОРТ-1-А	9,9	22,2	250
ОРЭТ-В	8,2	21,2	130
Стеклопластик со стальной сеткой	8,6	12,3	160
НОРТ-1-А - Н	9,2	13,8	250

Расчеты выполнены «ОКБМ Африкантов»

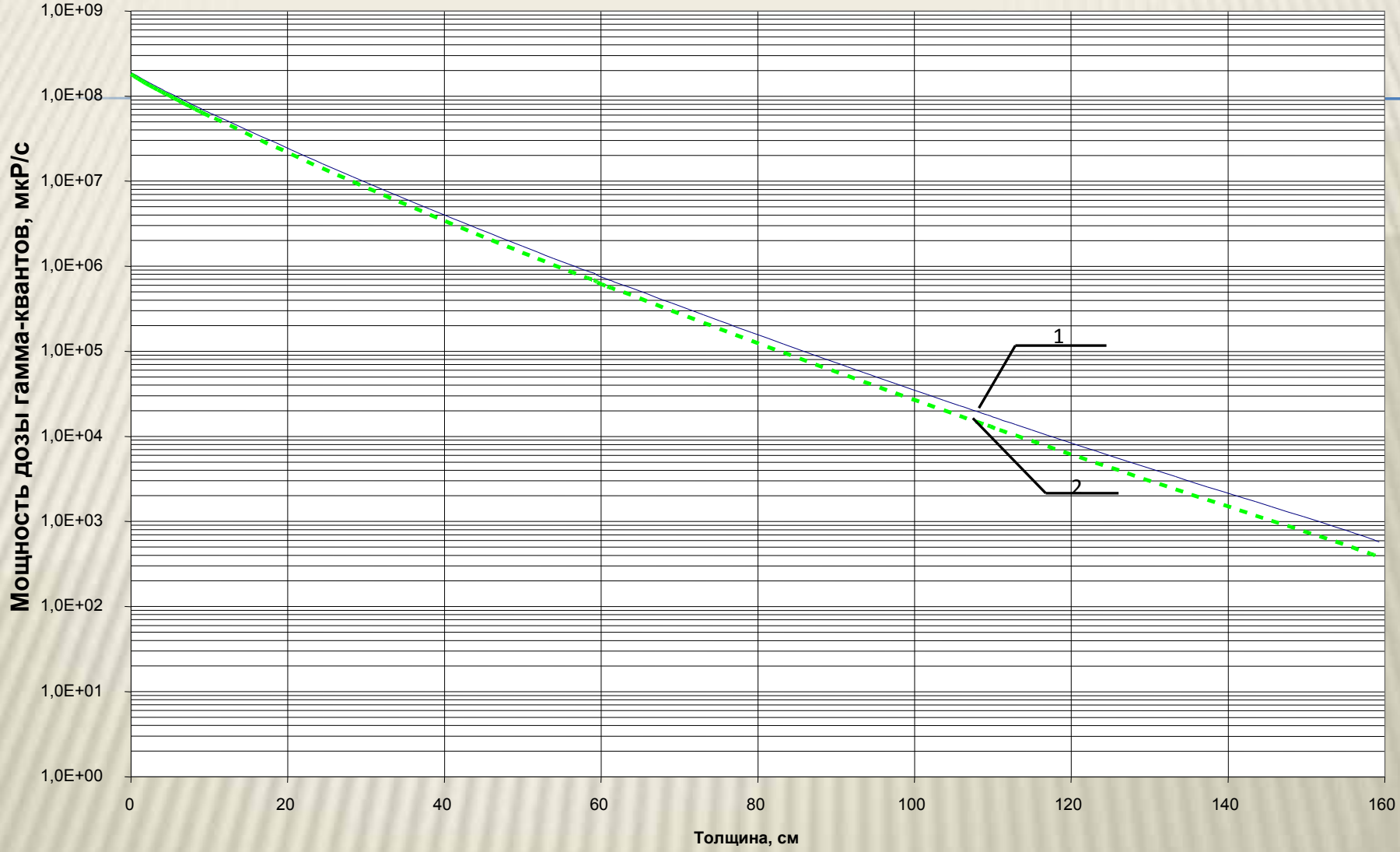
Сравнительные расчеты по ослаблению мощности дозы в серпентинитовом бетоне и модифицированном ПКМ на основе полиимидного связующего

Выполнены ОАО «ОКБМ Африкантов»



Эффективность ослабления мощности дозы нейтронов.

1 – Бетон с плотностью 2,1 г/см^3; 2 – НОРТ-1-А с добавлением железа и карбида бора.



Эффективность ослабления мощности дозы гамма квантов.

1 – Бетон с плотностью 2,1 г/см^3; 2 – НОРТ-1-А с **добавлением железа** и карбида бора.

В качестве материала для замены серпентинитового бетона в области рабочих температур до 250 °С может рассматриваться ПКМ марки НОРТ-1-А–Н

Массогабаритные характеристики биологической защиты

Толщина и ориентировочный вес материалов для заданной кратности ослабления мощности дозы нейтронов

Кратность ослабления мощности дозы нейтронов	Толщина материала, см		Вес , кг/м2	
	Серпентинитовый бетон (СБ)	НОРТ-1-А-Н	СБ	НОРТ-1-А-Н
2	7,8	6,4	163,8 - 183,3	134,4
5	18,2	14,8	382,2 - 427,7	310,8
10	26	21,2	546,0 - 587,5	445,2
20	33,8	27,6	709,8 - 794,3	579,6
50	44,2	36,0	928,2 - 1038,7	756,0
100	52	42,4	1092,0 - 1222,0	890,4

Снижение толщины (а, при равной плотности, и массы) слоя периферийной защиты, необходимой для заданного ослабления мощности дозы нейтронов при замене серпентинитового бетона на материал НОРТ-1-А-Н составляет ~ 18%.

ПОЛНЫЙ ЦИКЛ ПРОИЗВОДСТВА ПКМ ДЛЯ КОРПУСНЫХ КОНСТРУКЦИЙ, ИЗДЕЛИЙ МАШИНОСТРОЕНИЯ И БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ КОРАБЛЕЙ ВМФ

Заключение

1. **МАТЕРИАЛЫ**. Появление новых полимерных связующих и армирующих материалов позволяет осуществить разработку эффективных термостойких материалов нейтронной защиты. За последнее десятилетие были разработаны новые отечественные марки полиимидов, отличающиеся большей технологичностью при переработке и позволяющие использовать их в качестве связующих для высокопрочных теплостойких композитов. Одновременно в России появились новые виды органических тканей из термостойких полимерных волокон, типа «Арселон» или «Русар», обладающие высокой прочностью, термической стойкостью и пожаробезопасностью.

2. **ТЕХНОЛОГИИ**. Разработаны промышленные технологии, позволяющие создавать и изготавливать ПКМ для биологической защиты с заданной совокупностью свойств, включая такие свойства как эффективность ослабления нейтронного и гамма-излучения, обеспечение требуемого диапазона рабочих температур и высокую технологичность изготовления м монтажа и т.д.

3. **ВНЕДРЕНИЕ**. Решение о целесообразности использования полимерных композитов в условиях периферийной защиты транспортных реакторных установок может быть принято после проведения всего комплекса исследований свойств, предусмотренных нормативной документацией, и проведения технико-экономического обоснования применения композитных материалов.

Характеристики материалов для биологической защиты от нейтронного излучения судовых транспортных реакторов

Наименование материала		Состав/ Связующее	Свойства					Категория пожарной опасности	Ориенти-ровочная стоимость руб/кг
			ρ, кг/м^3	$\sigma_{сж}$, МПа	$T_{раб}$, °С	Содержание водорода по массе, %	Размер плит, мм		
Бетон серпентинитовый		На основе портландцемента М500	2350	60	450	1,23	*	Негорючий	4,5
Полиэтилен			950	12,5	90	6,0-14,5	*	Горючий КИ=17,5	64,5
Гидрид титана		Компактный (ГТК) – снят с производства	3760	-	-	-	-	Горючий, взрывоопасный	-
		Дробь/ Порошкообразный	3760	-	300	3,60	*		7700
ПКМ*	Стеклопластик СТЭТ-2	Стеклоткань / эпоксидное ЭТ-2	1900	500	160		1000x1000x50	Трудногорючий	4500
	ОРЭТ-А	Арамидная ткань/ ЭТ-2	1350	220	190	4,55	1000x1000x50	Трудногорючий	4500
	ОРЭТ-В	Виноловая ткань/ ЭТ-2	1300	80	130	7,00	1000x1000x50	Горючий	4000
	НОРТ-1-А	Арамидная ткань/Полиимидное	1350	200	250	4,30	1000x1000x50	Трудногорючий	4500

*Размеры и форма плит могут варьироваться по согласованию с потребителем

ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ УНИТАРНОЕ ПРЕДПРИЯТИЕ
ЦЕНТРАЛЬНЫЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ
ИНСТИТУТ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

“Прометей”

Российская Федерация, 191015,
Санкт- Петербург,
ул. Шпалерная, д. 49
Тел.: (812) 274-81-13
Факс: (812) 274-75-84
E-mail: npk11@crism.ru
www.crism-prometey.ru

ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

САНКТ-ПЕТЕРБУРГ

СПАСИБО ЗА ВНИМАНИЕ!

Федеральное государственное бюджетное научное учреждение
«Всероссийский научно-исследовательский институт
радиологии и агроэкологии» (ФГБНУ ВНИИРАЭ)

ЗАО «Институт Оргэнергострой»

Комплексный радиационно-экологический мониторинг 30-км зоны площадки АЭС «Руппур» в Народной Республике Бангладеш

Санжарова Н.И., Панов А.В., Исамов Н.Н., Цыгвинцев П.Н., Анисимов В.С., Горбунова И.А., Крючкова Г.А., Сорокин Ю.В., Глазов П.М., Курбаков Д.Н.
ФГБНУ ВНИИРАЭ (Обнинск)

Кокосадзе Г.Э., Басов Ю.А., Голубев А.А., Щербакова А.А., Md.G. Mostofa ЗАО «Институт Оргэнергострой» (Москва)

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

Общие сведения о районе расположения площадки АЭС «Руппур»

Площадка АЭС «Руппур» располагается на северном берегу реки Падма (Ганг), в 20 км к востоку от города Пабна, в 8 км к югу от города Ишварди и в 7 км к северо-востоку от города Верамара округа Куштиа, на расстоянии около 160 км на северо-запад от города Дакка, столицы Бангладеш. Площадка располагается вблизи поселения Руппур подокруга Ишварди и имеет координаты 24°03'36" – 24°04'16" N и 89°02'27" – 89°03'10" E.

Нормативная база проведения исследований

Разработана программа радиационно-экологического мониторинга региона АЭС «Руппур» (СП 47.13330.2012 и СП 151.13330.2012 Ч. 1 и Ч. 2).

-выбраны и обследованы пункты наблюдений;
- определены объекты мониторинга и перечень наблюдаемых параметров;
- разработан регламент наблюдений;
- определены методы проведения наблюдений и нормативно-техническое обеспечение.

ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО СТРОИТЕЛЬСТВУ И ЖИЛИЩНО-КОММУНАЛЬНОМУ ХОЗЯЙСТВУ (ГОССТРОЙ)

СВОД ПРАВИЛ СП 151.13330.2012

ИНЖЕНЕРНЫЕ ИЗЫСКАНИЯ ДЛЯ РАЗМЕЩЕНИЯ, ПРОЕКТИРОВАНИЯ И СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС

Часть I

Инженерные изыскания для разработки предпроектной документации (выбор пункта и выбор площадки размещения АЭС)

Издание официальное

Москва 2013

ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО СТРОИТЕЛЬСТВУ И ЖИЛИЩНО-КОММУНАЛЬНОМУ ХОЗЯЙСТВУ (ГОССТРОЙ)

СВОД ПРАВИЛ СП 151.13330.2012

ИНЖЕНЕРНЫЕ ИЗЫСКАНИЯ ДЛЯ РАЗМЕЩЕНИЯ, ПРОЕКТИРОВАНИЯ И СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС

Часть II

Инженерные изыскания для разработки проектной и рабочей документации и сопровождения строительства

Издание официальное

Москва 2013

Характеристика АЭС «Руппур»

На площадке АЭС «Руппур» развернуто строительство.

Август 2014 г.

Апрель 2015 г.

Цель радиационно-экологического мониторинга

Получение необходимой информации для комплексной оценки современного экологического состояния площадки строительства АЭС «Руппур», а также создание сети радиационно-экологического мониторинга и проведение наблюдений на фоновом уровне до начала функционирования атомной станции.

Особенности проведения мониторинговых работ

- Иностранное государство – языковой барьер, местный менталитет;
- Тяжелые климатические условия – высокие влажность и температура;
- Большой комплекс проводимых работ (воздушные, водные, наземные антропогенные и аграрные экосистемы);
- Организация работы – два полевых сезона (восемь экспедиционных групп);
- Отсутствие на площадке АЭС научного оборудования и материалов – сложности логистики;
- Повышенное внимание местного населения – психологический барьер;
- Необходимость проведения первичной пробоподготовки на месте;
- Вывоз проб наземных и водных экосистем на территорию РФ для последующего анализа (организация перевозки грузов).

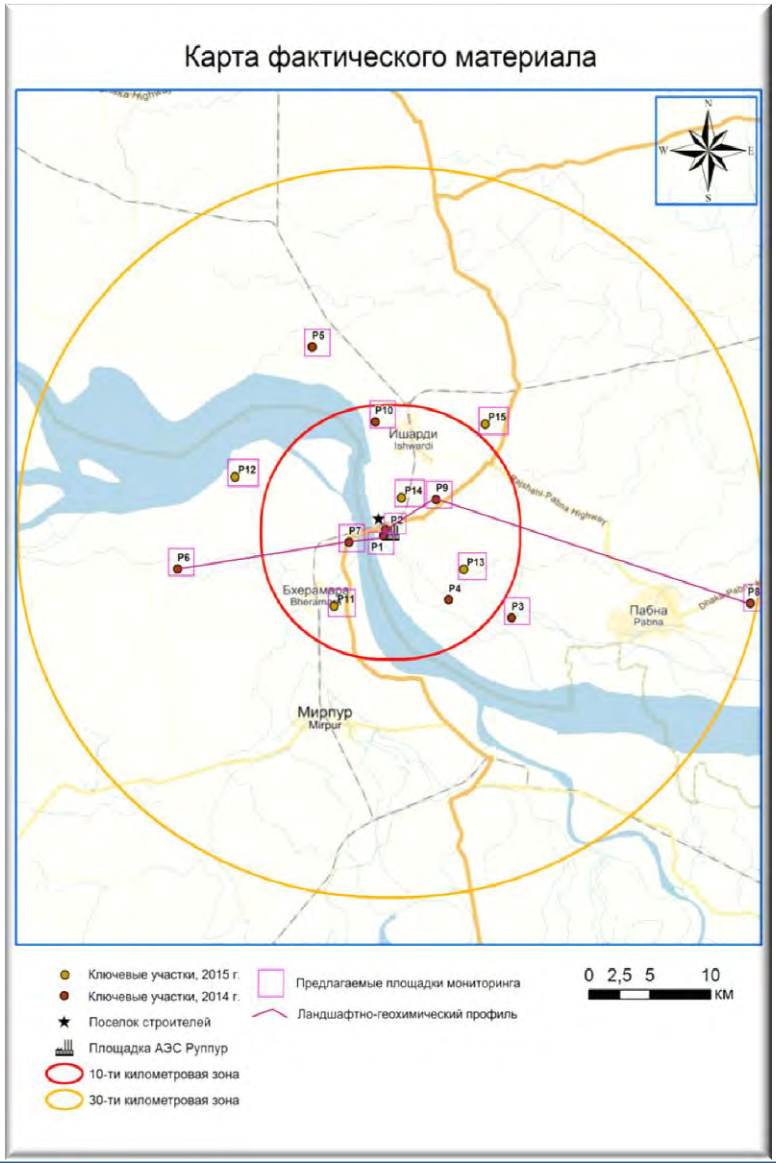
ОБЪЕКТЫ МОНИТОРИНГА

- ✓ атмосферный воздух;
- ✓ атмосферные осадки;
- ✓ почва;
- ✓ растительность;
- ✓ вода и донные отложения поверхностных водоемов;
- ✓ подземные воды;
- ✓ воды, используемые для орошения полей;
- ✓ сточные воды;
- ✓ продукты питания и продовольственное сырье;
- ✓ водные экосистемы;
- ✓ наземные экосистемы;
- ✓ животный мир.

Мониторинг природно-антропогенных систем в регионе АЭС «Руппур»

Создана сеть радиационно-экологического мониторинга наземных природно-антропогенных и аграрных экосистем в 30-км зоне АЭС «Руппур» из 15 ключевых участков, охватывающих основные ландшафты территории.

На 15 участках отобрано более 60 проб почвы и 30 проб растительности.



Результаты мониторинга природно-антропогенных систем

Максимальное содержание ТМ в **почвах**: Pb – 12 мг/кг; Se – 2,7 мг/кг; Zn – 78 мг/кг; Cd – 2,4 мг/кг; As – 2,3 мг/кг, Hg – 20,1 мкг/кг.

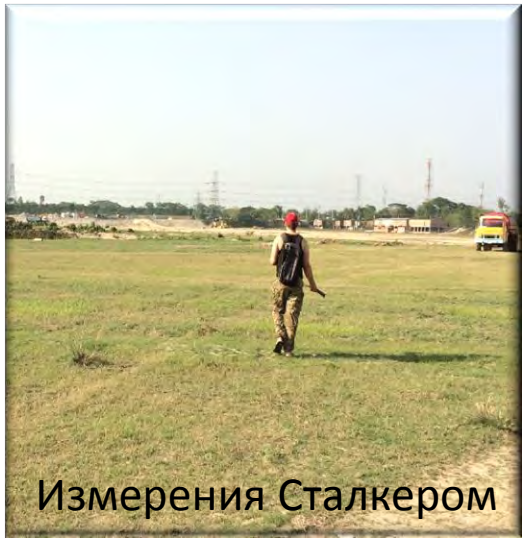
Содержание ЕРН в **почвах**: ^{40}K 440-824 Бк/кг; ^{226}Ra 24-61 Бк/кг, ^{232}Th 36-99 Бк/кг воздушно-сухой массы. Содержание ^{137}Cs на уровне обнаружения приборами. Содержание ^{90}Sr 0,4-2,5 Бк/кг в зависимости от глубины разреза.

Максимальное содержание ТМ в **растительности:** Pb – 0,6 мг/кг; Se – 1,5 мг/кг; Zn – 9,7 мг/кг; Cd – 0,1 мг/кг; As – 2,3 мг/кг, Hg – 19,3 мкг/кг.

Содержание ЕРН **растительности**: ^{40}K варьируется от 63-2860 Бк/кг.

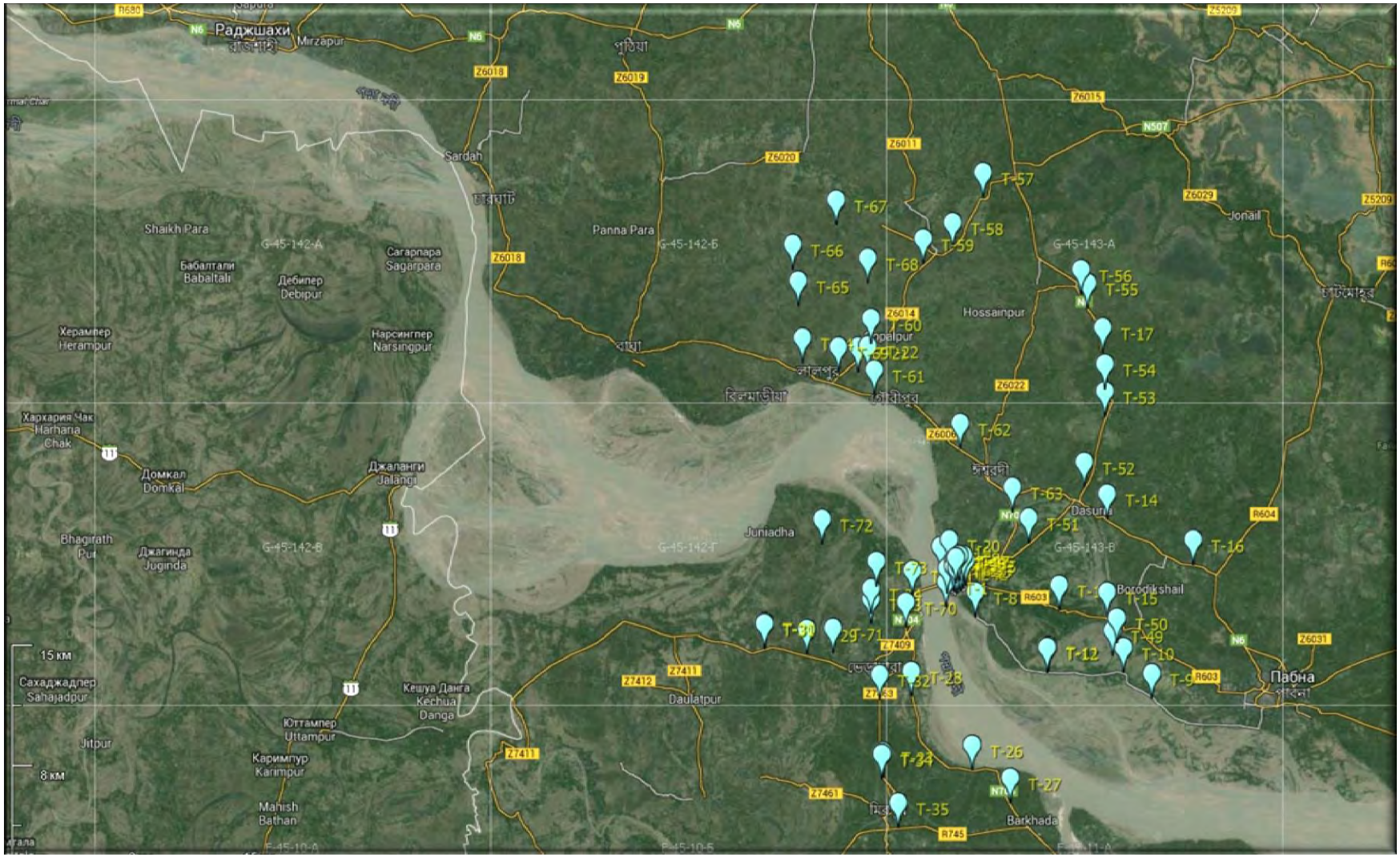
Автомобильная и пешая гамма–съемка

Количество измерений 849. Минимальная МЭД 0,04 мкЗв/ч, максимальная - 0,19 мкЗв/ч. Среднее 0,13 мкЗв/ч. Фактический уровень МЭД обусловлен естественным гамма-фоном.



Измерения Сталкером

Мониторинг аграрных экосистем



Мониторинг почв аграрных экосистем

Содержание ТМ в ***почвах*** *сельскохозяйственного назначения не превышает ОДК с учетом кларка.* Максимальные значения ТМ для элементов I класса опасности: Pb – 29,7 мг/кг; Se – 33,2 мг/кг; Zn – 53,5 мг/кг; Cd – 3,9 мг/кг; As – 2,5 мг/кг, Hg – 47,7 мкг/кг. Содержание ЕРН: ^{40}K – 510-1000 Бк/кг, ^{226}Ra – 30-58 Бк/кг, ^{232}Th – 46-87 Бк/кг. Содержание ^{137}Cs 0,7-5,6 Бк/кг, а ^{90}Sr 0,5-1,4 Бк/кг.

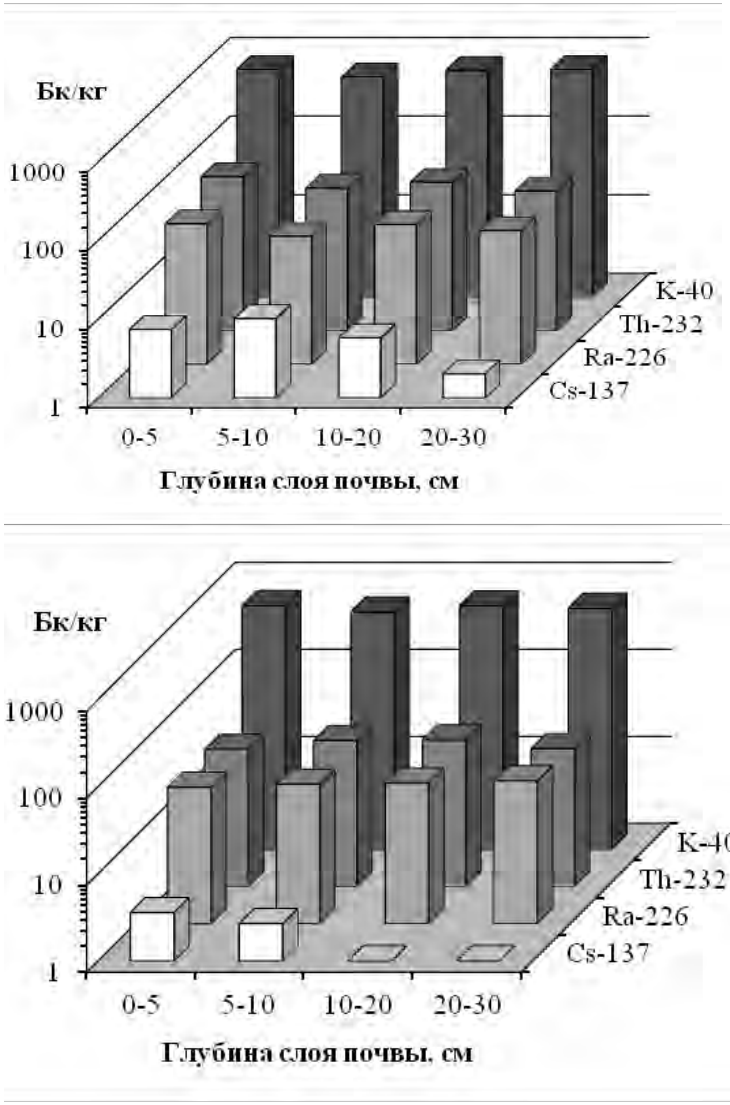
Мониторинг сельскохозяйственной продукции

Валовое содержание ТМ в сельскохозяйственной продукции соответствует МДУ. Максимальные значения ТМ для элементов I класса опасности: Pb – 1,1 мг/кг; Se – 1,8 мг/кг; Zn – 23,8 мг/кг; Cd – 0,1 мг/кг; As – 0,5 мг/кг, Hg – 21,6 мкг/кг.

Содержание ^{137}Cs находится на уровне обнаружения приборами и не превышают нормативов СанПиН 2.3.2.1078–01 и ВП 13.5.13/06–01. Содержание ^{90}Sr низкое в пределах 0,2-3,3 Бк/кг, что значительно ниже нормативов.

Миграция радионуклидов, КП и КН

КН и КП ^{137}Cs варьируются в пределах 0,08-3,00 (Бк/кг)/(Бк/кг) и 0,10-3,62 (Бк/кг)/(кБк/м^2).
КН и КП ^{90}Sr изменяется в пределах 0,49-1,22 (Бк/кг)/(Бк/кг) и 0,61-1,53 (Бк/кг)/(кБк/м^2).
Полученные КН и КП ^{137}Cs и ^{90}Sr хорошо согласуются с общемировыми данными.



Продукты питания

Превышений содержания ТМ в продуктах питания не обнаружено.

Содержание ^{137}Cs не превышает нормативов, установленных СанПин 2.3.2.1078-01 и СанПин 2.3.2.2650-10.

Максимальное значение ^{40}K составляет 294 Бк/кг; ^{90}Sr 0,08- 2,47 Бк/кг.

Мониторинг атмосферного воздуха

Мониторинг атмосферного воздуха

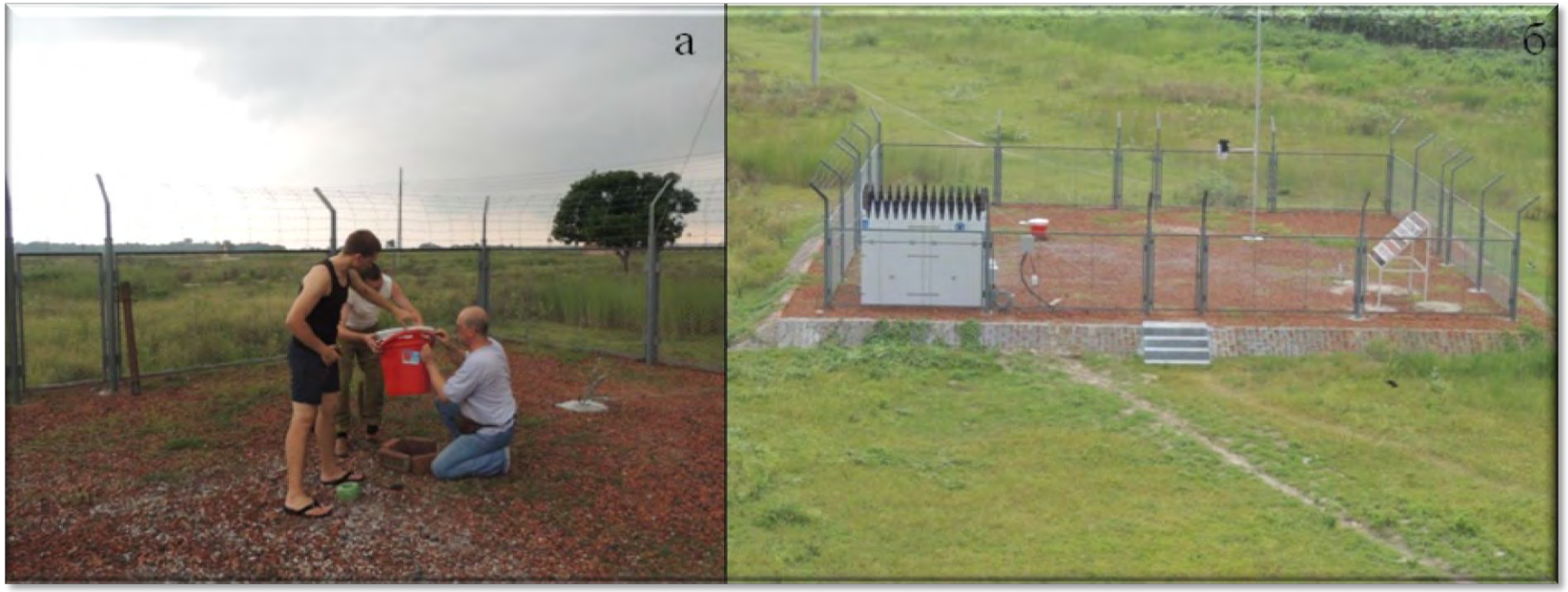
Превышений нормативов содержания пыли в атмосферном воздухе не обнаружено.

Исследовано содержание в приземном атмосферном воздухе вредных химических веществ (C_2H_4, CO, O_3. NH_3, C_4H_{10}, SO_2, C_2H_4O, NO_2, C_3H_8, F_2, CH_4, H_2S, Cl_2).

Содержание радионуклидов на фильтрах аспираторных установок было ниже порога определения приборами.

Атмосферные выпадения

Содержание ЕРН и ИРН в атмосферных выпадениях (дождевая вода) и осевших на фильтрах чрезвычайно низкое и находится на пороге их обнаружения приборами. Максимальное значение для ^{40}K равняется 467,0±186 Бк/кг.



Измерение показателей шума и ЭМИ

Точек наблюдения 87.

Показатели шума колеблются от 39 до 63 Дб.

Среднее значении 48 Дб.

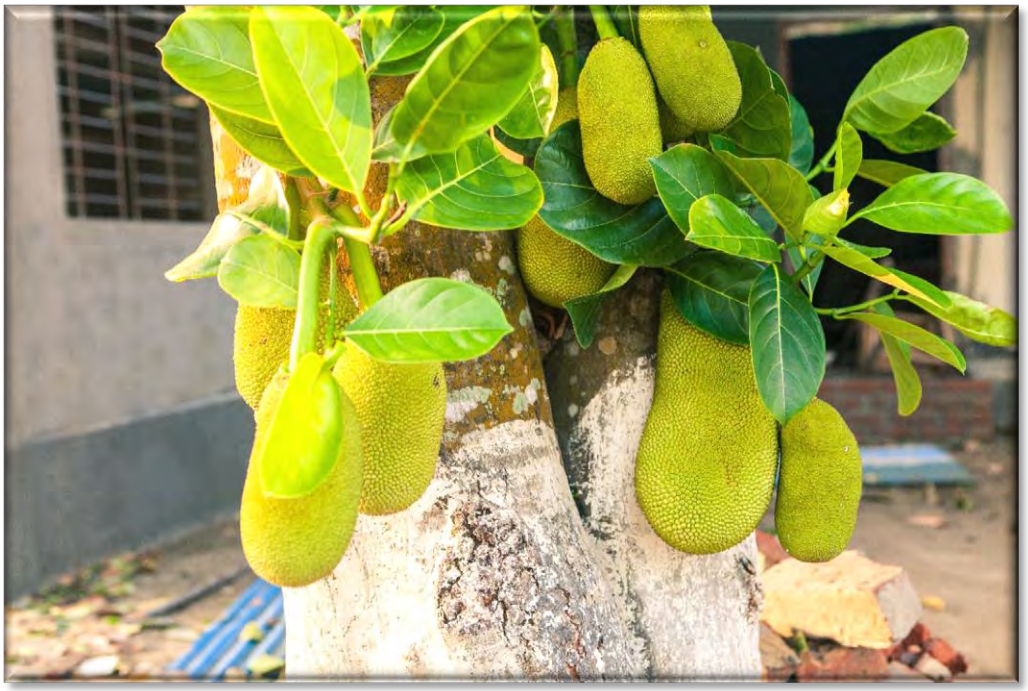
Значения ЭМИ колеблются в пределах 2,1-14,1 мВ/м и 5,04-30,8 мкА/м.

Максимальным значением 305 мВ/м и 901 мкА/м.

ФЛОРИСТИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

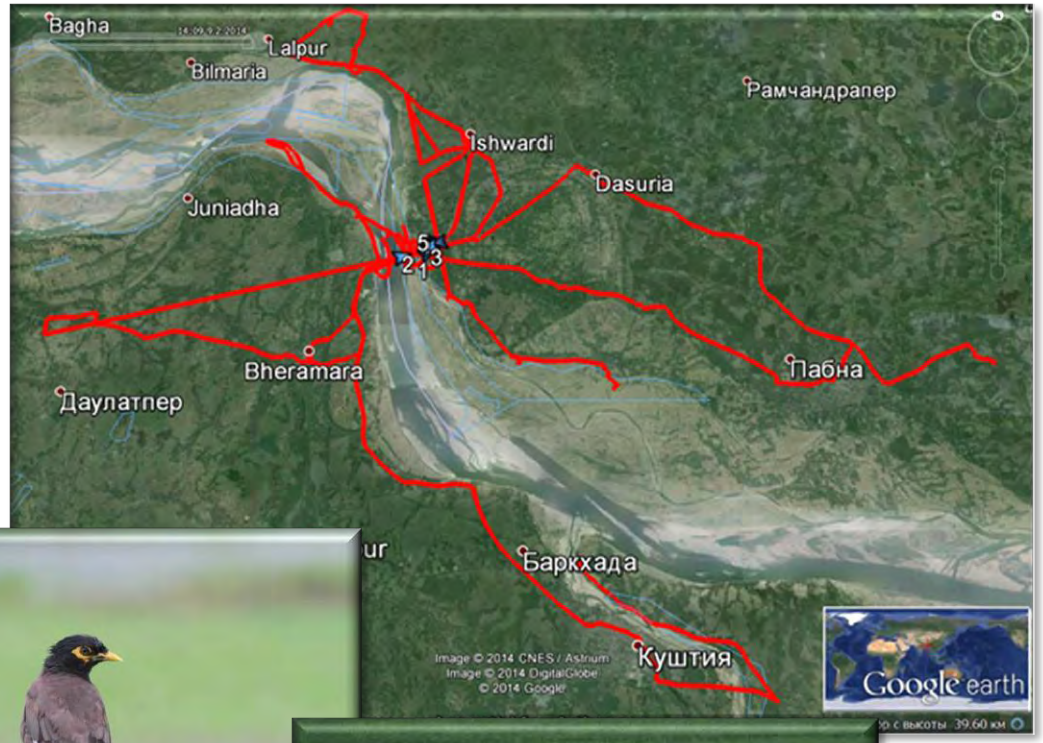
Идентифицировано более 170 видов растений 55 семейств (не считая водных).

Древесных и кустарниковых видов более 75.



ФАУНИСТИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Идентифицировано:
- млекопитающих (10 видов);
- земноводных и пресмыкающихся (9 и 10 видов);
- терриофауна (18 видов);
- орнитофауна (48 видов);
- наземные беспозвоночные на площадке строительства АЭС.



Мониторинг водных экосистем

Комплекс работ:

-Гидрохимические исследования;

-Радиоэкологические исследования;

-Гидробиологические исследования.

р. Ганг август 2014 г.

р. Ганг апрель 2015 г.

Перепад высот воды 8 м

Гидрохимический анализ воды р. Падма

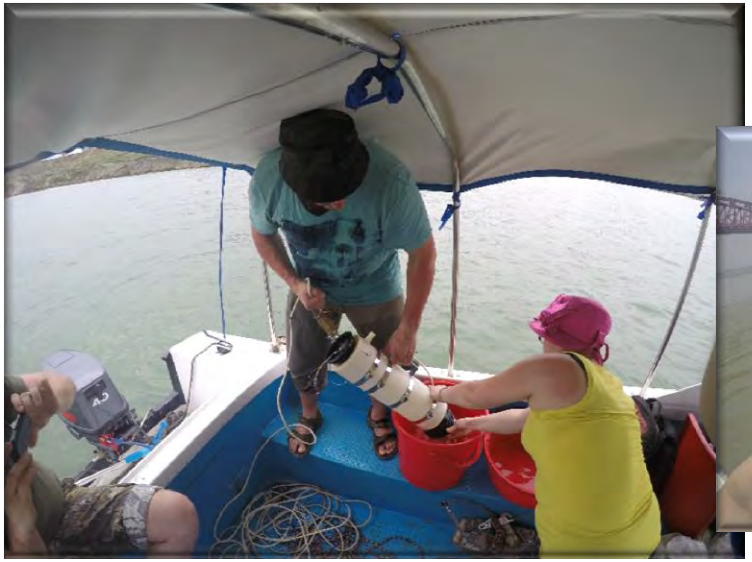
Определяемые показатели: pH, взвешенные вещества, растворенные газы, ионно-солевой состав, режим биогенных элементов, а также содержание растворенных органических соединений биогенного происхождения и загрязняющих органических веществ.

Содержание бенз(а)пирена в пробах воды чрезвычайно низкое и находится на уровне порога их обнаружения приборами. Показатели содержания нефтепродуктов в пробах поверхностных вод варьируют в диапазоне 0,02-0,03 мг/дм^3. Содержание хлорорганических пестицидов и полихлорированных бифенилов в пробах воды также чрезвычайно низкое.

Мониторинг воды р. Падма (Ганг)

Превышения ПДК содержания ТМ в пробах воды не обнаружено. Максимальные значения валовых форм ТМ: Zn – 244 мкг/л; As – 1,7 мкг/л; Cd – 0,3 мкг/л; Ni – 12,2 мкг/л; Co – 0,6 мкг/л; Cr – 5,6 мкг/л; Mn – 50,2 мкг/л.

Содержание ^{137}Cs 0,03-0,05 Бк/л. Содержание ^{40}K, ^{226}Ra, ^{232}Th чрезвычайно низкое. Содержание ^{90}Sr варьирует в диапазоне 0,003-0,05 Бк/кг. Значения объемной активности трития находятся в диапазоне 0,8-2,1 Бк/л, что на три порядка ниже УВ (7600 Бк/л по НРБ–99/2009).



Мониторинг донных отложений

Превышения ПДК содержания ТМ в донных отложениях не обнаружено. Максимальное содержание ТМ: Pb – 7,5 мг/кг; Zn – 52,3 мг/кг; As – 2,7 мг/кг; Cd – 2,5 мг/кг; Hg – 14,1 мкг/кг; Se – 25,9 мг/кг.

Максимальные значения содержания радионуклидов: ^{137}Cs – 3,2 Бк/кг; ^{40}K – 721 Бк/кг; ^{226}Ra – 121 Бк/кг; ^{232}Th – 136 Бк/кг. Содержание ^{90}Sr варьирует в диапазоне 0,36-1,98 Бк/кг.

Водная растительность

Превышения ПДК содержания ТМ в водной растительности не обнаружено. Максимальные значения содержания ТМ I класса опасности: Pb – 3,1 мг/кг; Zn – 22,9 мг/кг; As – 2,7 мг/кг; Cd – 0,2 мг/кг; Hg – 0,02 мкг/кг; Se – 22,2 мг/кг.

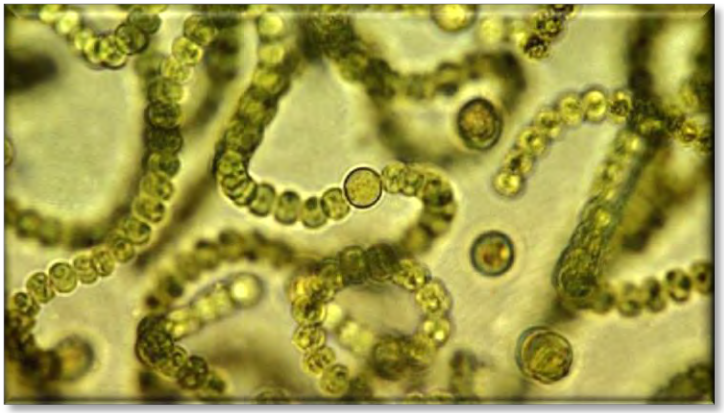
Максимальное содержание ^{137}Cs – 9 Бк/кг; ^{40}K – 1090 Бк/кг; ^{226}Ra – 30 Бк/кг; ^{232}Th – 68 Бк/кг. Содержание ^{90}Sr – 0,9-2,2 Бк/кг.

Гидробиологические исследования

- Зоопланктон,
- Зообентос,
- Фитопланктон,
- Перифитон,
- Ихтиофауна.

Гидробиологические исследования

- Водоросли - 52 таксона
- Макрофиты - 55 видов
- Рыбы - 29 видов
- Беспозвоночные - 19 таксонов



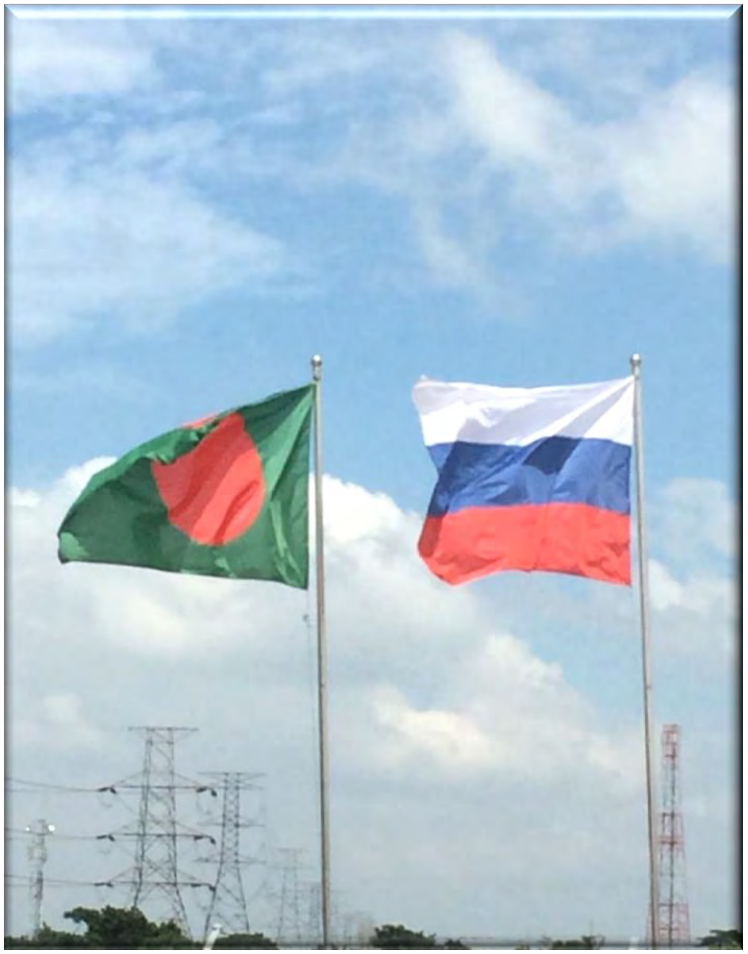
Сине-зеленые водоросли

Зооперифитон на опоре моста

Macrobrahium rosenbergii

Заключение

На основе проведенного в 2014-2015 гг. радиационно-экологического мониторинга 30-км зоны АЭС «Руппур» можно заключить, что экологическая обстановка в регионе благополучная. Заложенная сеть мониторинга атмосферного воздуха, наземных и водных экосистем позволит регистрировать изменение ситуации в 30-км зоны АЭС «Руппур» и выявлять влияние работы АЭС на экологическую обстановку в регионе.



ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ УНИТАРНОЕ ПРЕДПРИЯТИЕ АТОМНОГО ФЛОТА ФГУП «АТОМФЛОТ»

Выполнение ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008г. и на период до 2015г.»

Докладчик:
А.Н. Пастухов

г. Мурманск

База 92 ФГУП «Атомфлот»

Перечень ФЦП ЯРБ на 2008г. и на период до 2015г.

РОСАТОМ ФЛОТ

137. Оборудование временных хранилищ твердых радиоактивных отходов, **включая проектно-изыскательские работы***, федерального государственного унитарного предприятия атомного флота (г. Мурманск)

138. Изготовление и монтаж оборудования для модернизации установки по сжиганию твердых радиоактивных отходов, **включая проектно-изыскательские работы**, федерального государственного унитарного предприятия атомного флота (г. Мурманск)

139. Модернизация системы радиационного контроля, **включая проектно-изыскательские работы**, федерального государственного унитарного предприятия атомного флота (г. Мурманск)

140. Модернизация комплекса перегрузки отработавшего ядерного топлива, **включая проектно-изыскательские работы**, федерального государственного унитарного предприятия атомного флота (г. Мурманск)

275. Проведение работ по изменению условий хранения и подготовке к захоронению твердых радиоактивных отходов федерального государственного унитарного предприятия атомного флота (г. Мурманск)

Предусмотрено общее финансирование в объеме 2020 млн. руб. за счет федерального бюджета и 940 млн. руб. за счет средств технической помощи

270. Выполнение комплекса работ по утилизации плавтехбазы «Лепсе» (г. Мурманск)

274. Разработка технологии инвентаризации хранилищ твердых радиоактивных отходов, транспортно-технологической схемы обращения с высоко-, средне- и низкоактивными твердыми радиоактивными отходами.

273. Разработка проекта концепции утилизации судов с ядерными энергетическими установками и судов атомного технологического обслуживания

272. Выполнение комплекса работ по выводу из эксплуатации и утилизации плавтехбазы «Лотта») (г. Мурманск)

271. Выполнение комплекса работ по утилизации плавтехбазы «Володарский» (г. Мурманск)

Выполнение работ по изменению условий хранения ТРО и подготовки их к захоронению

Выполнение работ по изменению условий хранения ТРО и подготовки их к захоронению производится за счет средств Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» в рамках Государственных контрактов, заключаемых между ФГУП «Атомфлот» и Госкорпорацией «Росатом». Выполнение работ включает в себя такие мероприятия, как:

- Кондиционирование контейнеров Сб. 18;
- Кондиционирование низкоактивных горючих ТРО;
- Кондиционирование внутренних устройств (трубчатки) ПГ;
- Кондиционирование крупногабаритного среднеактивного оборудования;
- Кондиционирование подвесок ТВС;

Динамика работ по изменению условий хранения ТРО и подготовки их к захоронению

РОСАТОМ ФЛОТ

2005 ГОД

2010 ГОД

2011 ГОД

Выполнение работ по изменению условий хранения ТРО и подготовки их к захоронению

Работы по кондиционированию ТРО Сб.18

Кондиционирование ВУ ПГ

Выполнение работ по изменению условий хранения ТРО и подготовки их к захоронению

Технологическая линия кондиционирования ТРО

Кондиционирование крупногабаритных ТРО

Выполнение работ по изменению условий хранения горючих ТРО

РОСАТОМ ФЛОТ

2005 ГОД

2011 ГОД

Измельчение и прессование горючих ТРО

Береговой пост загрузки отработавшего ядерного топлива

Атомный флот - программа утилизации до 2025 года

- **Действующие атомные ледоколы:**
  - 2 ледокола пр. 10521 (Советский Союз, Ямал, 50 лет Победы);
  - 2 ледокола пр. 10580 (Таймыр, Вайгач).
- **Атомный лихтеровоз Севморпуть:**
- **Атомные ледоколы выведенные из эксплуатации в холодный отстой:**
  - 3 ледокола (Арктика, Сибирь, Россия).
- **Действующие суда АТО – 2 судна (птб «Имандра», «Лотта»).**
- **Суда АТО, выведенные из эксплуатации – 1 судно (птб «Лепсе»).**
- **Суда АТО утилизированные -1 судно (п/б «Володарский»)**

в том числе:

- **13 реакторных установок на судах;**
- **2 судна с 3 хранилищами ОЯТ;**

Суда АЛФ, выведенные из эксплуатации

а/л «АРКТИКА»–выведен в «холодный отстой» в 2010 г.

а/л «СИБИРЬ»–выведен из эксплуатации в 1993 году
Выведен в «холодный отстой» в 2009 г

Плавучая техническая база «Лепсе», переведена в отстой в 1981 году. Находится в стадии утилизации на СРЗ «Нерпа» на открытой стапельной плите

Плавучая техническая база «Володарский», конвертация судна для длительного отстоя в 1997 году,
Утилизирована в ноябре 2014 в ПДХРО «Сайда-Губа»

- **Атомный ледокол «Россия» выведен из эксплуатации в «холодный отстой» в марте 2015г.**

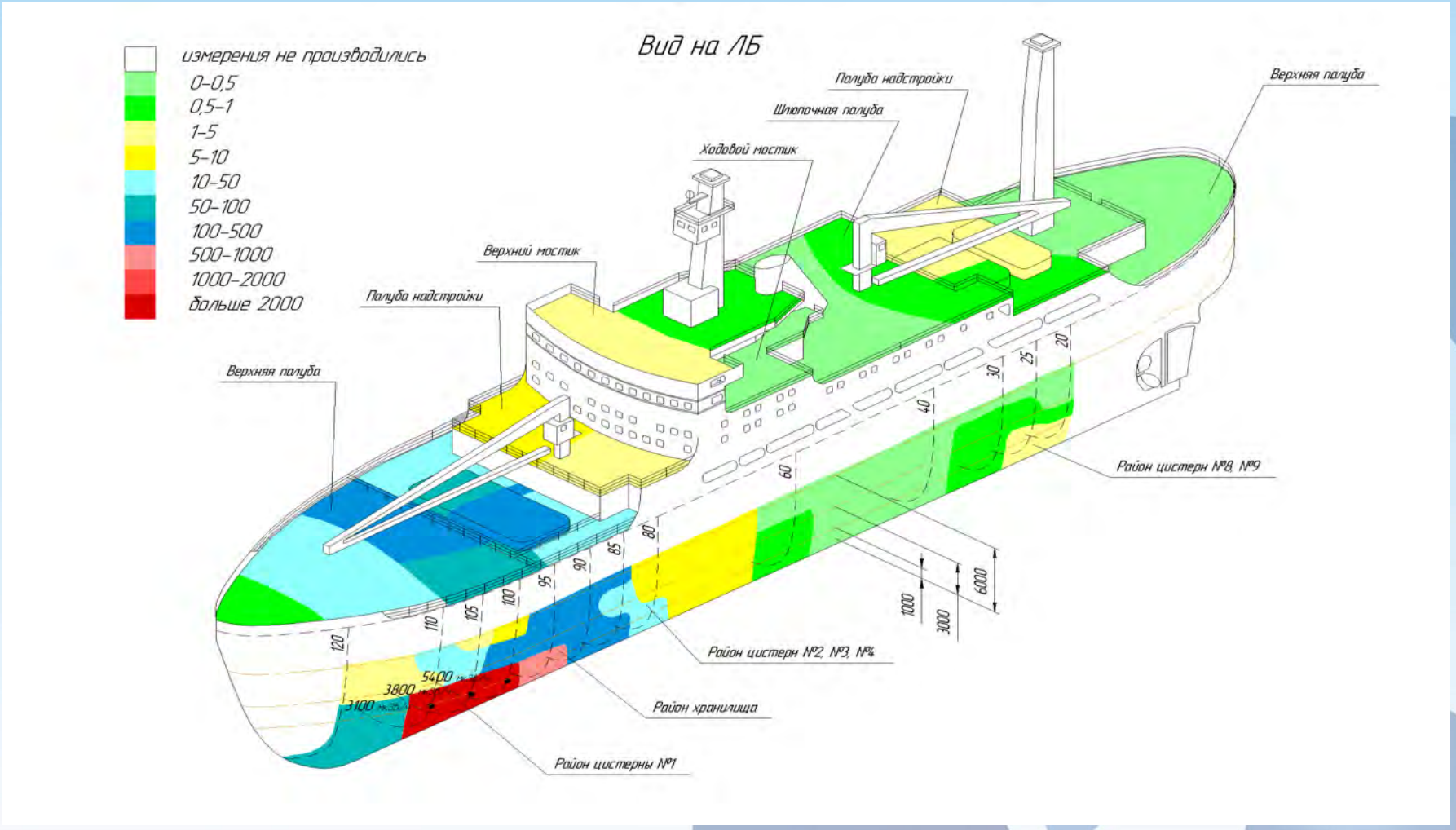
Концепция утилизации судов с ЯЭУ и судов АТО

- **Для выбора вариантов утилизации в 2009 году ОАО «НИКИМТ-Атомстрой» разработал «Методику и программу проведения комплексного инженерного и радиационного обследования судов с ЯЭУ и судов АТО ФГУП «Атомфлот»;**
- **В дальнейшем в 2011 году ОАО «НИКИМТ-Атомстрой» и ОАО «НИПТБ «Онега» в рамках ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и период до 2015 года» выполнили разработку принципиальной схемы утилизации судов с ЯЭУ и судов АТО, технико-экономическую оценку вариантов утилизации судов с ЯЭУ.**

Распределение МЭД на ПТБ «Лепсе».

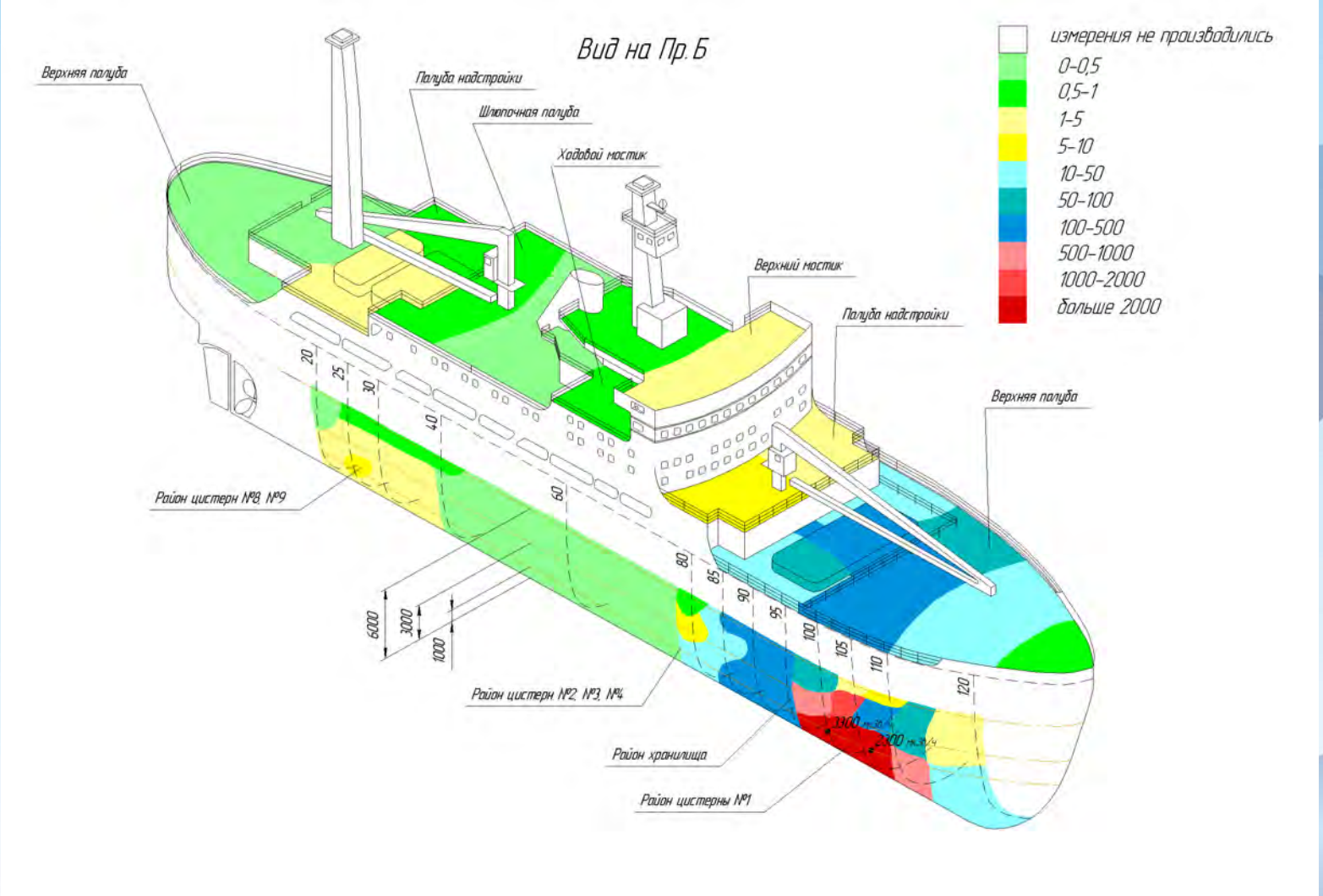
Распределение МЭД по внешней обшивке ЛБ и палубам.

МЭД γ-излучения , мкЗв/ч

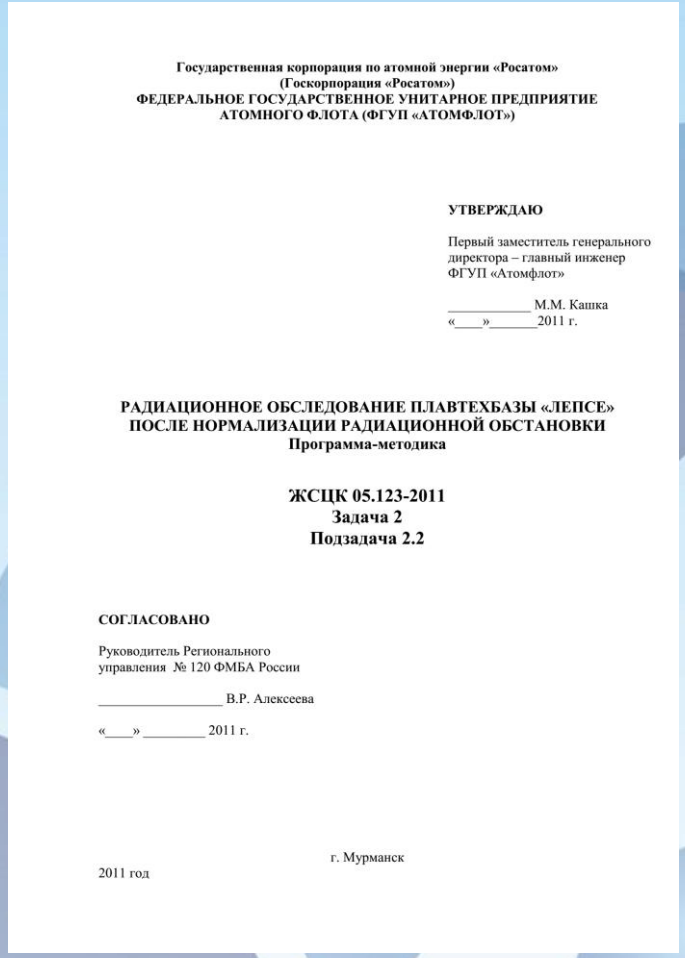


Распределение МЭД на ПТБ «Лепсе».

Распределение МЭД по внешней обшивке Пр.Б и палубам.



По итогам оценки РО производится НРО – дезактивация поверхностей, нанесение защитной пленки на фиксированные загрязнения, удаление посторонних источников радиоактивного излучения. При удалении снимаемых р/а загрязнений предпочтение отдается методам сухой, пленочной дезактивации. После НРО проводится дополнительное РО для оценки эффективности проведенной работы.



Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»
(Госкорпорация «Росатом»)
ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ УНИТАРНОЕ ПРЕДПРИЯТИЕ
АТОМНОГО ФЛОТА (ФГУП «АТОМФЛОТ»)

УТВЕРЖДАЮ

Первый заместитель генерального
директора – главный инженер
ФГУП «Атомфлот»

_____ М.М. Кашка
«____»_____2011 г.

РАДИАЦИОННОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ПЛАВТЕХБАЗЫ «ЛЕПСЕ»
ПОСЛЕ НОРМАЛИЗАЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ
Программа-методика

ЖСЦК 05.123-2011
Задача 2
Подзадача 2.2

СОГЛАСОВАНО

Руководитель Регионального
управления № 120 ФМБА России

_____ В.Р. Алексеева

«____» _____ 2011 г.

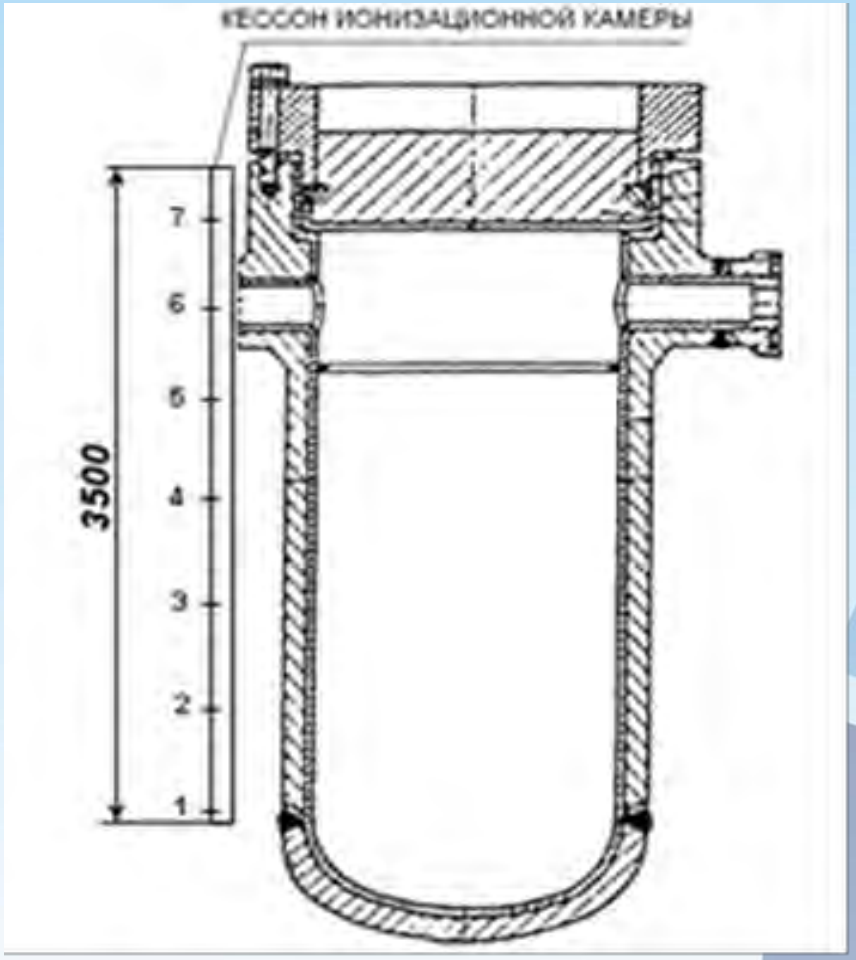
г. Мурманск

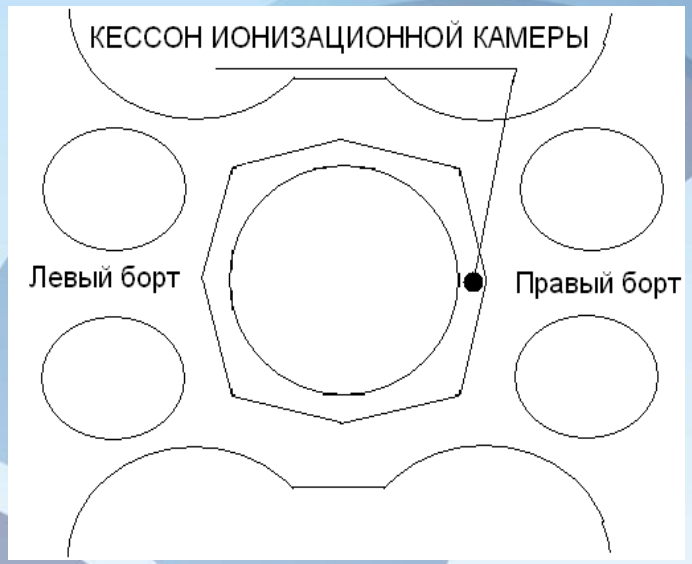
2011 год

Радиационное обследование корпуса реактора проводится по отдельной программе.

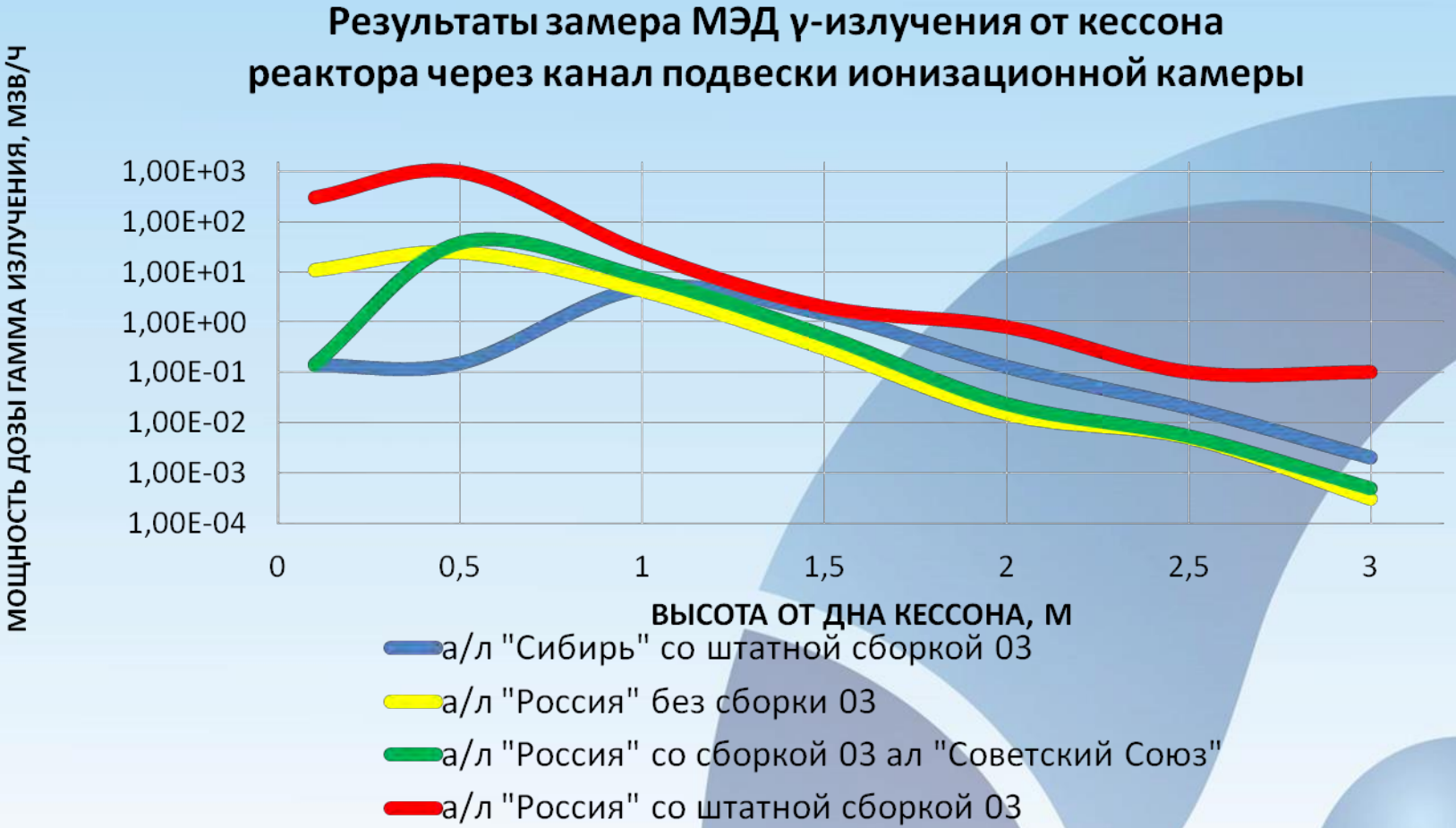
№ замера	Высота от дна кессона, м	а/л "Россия" со штатной сборкой 03, мЗв/ч	а/л "Россия" со сборкой 03 ал "Советский Союз", мЗв/ч	а/л "Россия" без сборки 03, мЗв/ч	а/л "Сибирь" со штатной сборкой 03, мЗв/ч
1	0,1	310	15	11	0,14
2	0,5	1000	39	25	0,155
3	1	25	8	4,3	4,9
4	1,5	2	0,55	0,3	1,5
5	2	0,8	0,024	0,015	0,13
6	2,5	0,1	0,0055	0,005	0,02
7	3	0,1	0,0005	0,0003	0,002

Расположение точек измерений МЭД γ-излучения в кессонах подвесок ИК.





Результаты замера МЭД γ-излучения от кессона реактора через канал подвески ионизационной камеры



Начиная с первого комплексного радиационного обследования в 2006г., персоналом ФГУП «Атомфлот» были проведены КИРО:

- Птб «Лепсе»;
- П/б «Володарский»;
- Птб «Лотта»;
- А/л «Сибирь», «Арктика», «Россия».

Выбраны варианты утилизации, в 2014г. утилизирована п/б «Володарский», начата утилизация птб «Лепсе», подан КОД для получения лицензии по выводу из эксплуатации и утилизации а/л «Сибирь», «Арктика», «Россия».

Утилизация п/б «Володарский»

Пароход «Володарский» построен в 1928 году на Балтийском судостроительном заводе в г. Ленинграде.

В 1966 – 1969 годах на Канонерском судоремонтном заводе пароход переоборудован в плавучую техническую базу (ПТБ) для обслуживания атомных ледоколов.

В 1991 году судно переведено в категорию стоечных судов с использованием для временного хранения РАО и технологического оборудования, имеющего поверхностные радиоактивные загрязнения.

В 1999г проведена конвертация корпуса судна согласно проекта ПТБВ-ЭТЗ-064, разработанному ОАО «Атомэнерго». При этом удалены гребной вал с винтом и заглушены все забортные отверстия, удалена надстройка.

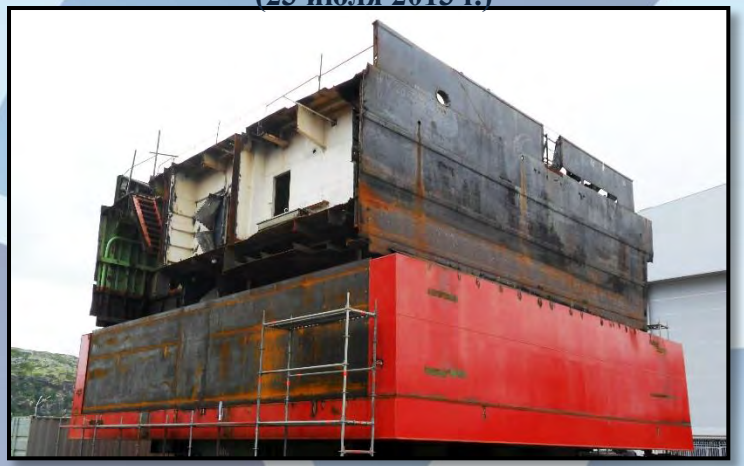
В 2013г. судно отбуксировали в ПДХРО «Сайда-Губа» для утилизации, в ноябре 2014г. п/б утилизировали

Этапы утилизации ПТБ «Володарский»

Конвертация корпуса судна (1999 г.)

Буксировка к месту дальнейшей утилизации - ПДХРО «Сайда-Губа» (23 июля 2013 г.)

Постановка на стапельную плиту (6 ноября 2013 г.)

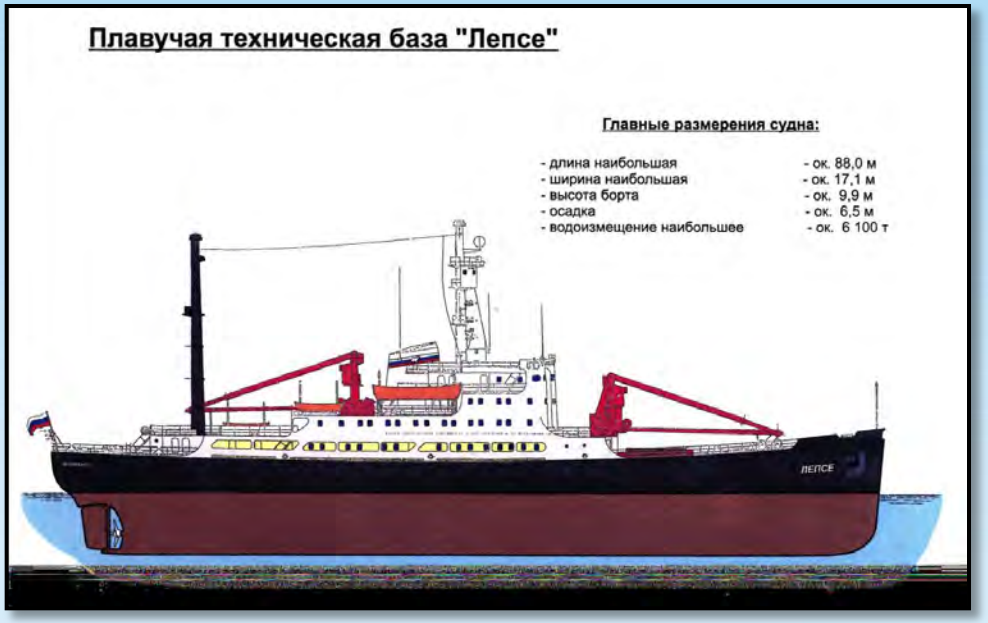


Разделка корпуса, формирование блок-упаковок (начаты работы 27 мая 2014 г.)

Завершение утилизации ПТБ «Володарский»

Блок-упаковка на стапельной плите

История ПТБ «Лепсе»



ПТБ "Лепсе" является судном атомно-технологического обслуживания (АТО) гражданского атомного флота, строительство которого было начато в 1934 году, но не было завершено. Первоначальный проект судна предполагал его использование в качестве сухогруза. Однако по прямому назначению судно никогда не использовалось.

В 1961 г. судно было переоборудовано в качестве плавучей технологической базы.

С 1963 по 1981 гг. ПТБ "Лепсе" обеспечивала перезарядки ядерного топлива а/л "ЛЕНИН", "АРКТИКА" и "СИБИРЬ", а с вводом в эксплуатацию ПТБ "Имандра" судно используется для хранения ОЯТ, РАО, технологической оснастки и приспособлений.

В 1988 г. ПТБ "Лепсе" выведена из эксплуатации и в 1990 г. переведена в категорию стоечных судов с сохранением в рабочем состоянии главного двигателя.

В 2009 г. был произведен доковый ремонт судна.

В настоящее время ПТБ «Лепсе» находится на филиале «СРЗ «Нерпа» ОАО «ЦС «Звездочка»

Этапы утилизации ПТБ «Лепсе» в соответствии с Проектом

Этап I

Подготовка ПТБ к утилизации на ФГУП «Атомфлот»;

Этап II

Подготовка инфраструктуры СРЗ «Нерпа» к утилизации ПТБ;

Этап III

Обеспечение специальными оборудованием, техническими средствами и конструкциями, необходимыми для выполнения выгрузки ОЯТ и утилизации ПТБ;

Этап IV

Набережная Н-1 – подготовка ПТБ к утилизации, демонтаж «чистого» оборудования и надстройки. Подготовка ПТБ и плавдока ПД-42 к докованию;

Этап V

Открытая стапельная плита – перевод ПТБ со стапеля плавдока ПД-42 на открытое стапельное место. Разрезка ПТБ на блоки. Утилизация носовой оконечности с выгрузкой оборудования из помещения холодильников. Утилизация кормовой оконечности и машинного отделения. Обращение с ТРО. Монтаж укрытия;

Этап VI

Укрытие – выгрузка ОЯТ, переработка ЖРО, выгрузка ТРО из блока хранилища ОЯТ, омоноличивание объёмов хранилища ОЯТ, обращение с РАО;

Этап VII

Открытая стапельная плита – формирование блок-упаковки цистерн ЖРО и блок-упаковки хранилища ОЯТ;

Этап VIII

Передача блок-упаковок на долговременное хранение в ПДХ РО «Сайда»;

Этап IX

Ликвидация укрытия.

Реализация проекта вывода из эксплуатации ПТБ «Лепсе»

Этап 1.

В 2012 году выполнена подготовка к утилизации ПТБ «Лепсе» ФГУП «Атомфлот» с последующей буксировкой ПТБ «Лепсе» на СРЗ «Нерпа»

Этап 2.

Для проведения работ по выгрузке ОЯТ и утилизации ПТБ выполнены работы по восстановлению и частичной модернизации имеющейся на СРЗ «Нерпа» инфраструктуры

Этап 3.

Включает в себя обеспечение специальными оборудованием, техническими средствами и конструкциями, необходимыми для выполнения выгрузки ОЯТ и утилизации ПТБ «Лепсе».

Для выполнения работ по выгрузке ОЯТ и утилизации ведутся работы по изготовлению специальных конструкций, приобретению оборудования, технических средств, оснастки и инструментов по этапам утилизации в процессе реализации. Работы по разработке документации и изготовления оборудования для выгрузки ОЯТ проводит ООО «НПФ «Сосны».

Реализация проекта вывода из эксплуатации ПТБ «Лепсе»

Этап 4.

Выполнение комплекса работ на набережной Н-1 – подготовка ПТБ к утилизации, демонтаж «чистого» оборудования и надстройки. Подготовка к докованию;

Выполнены следующие работы:

- Демонтаж высоких конструкций ПТБ.
- Демонтаж надстройки ПТБ.
- Подготовка докового опорного устройства и стапельной плиты для последующего докования судна.

Реализация проекта вывода из эксплуатации ПТБ «Лепсе»

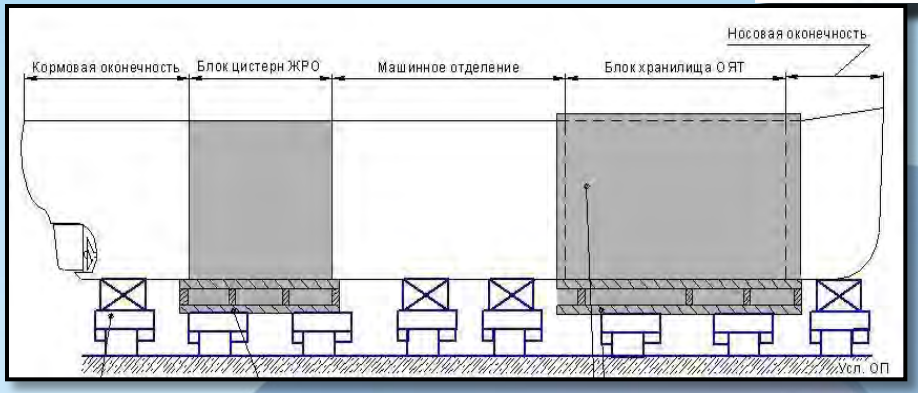
Этап 5.

В октябре 2014 года ПТБ «Лепсе» после проведения докования, была переведена из плавдока на открытую стапельную плиту.

Реализация проекта вывода из эксплуатации ПТБ «Лепсе»

Этап 5 (продолжение).

На ОСП далее выполняются работы по разделению корпуса судна с формированием и отделением носовой и кормовой блок-упаковок.



При проведении доковых операций установлены бортовые секции носовой блок-упаковки и днищевые секции носовой и кормовой блок-упаковок.

В дальнейшем выполнены работы по монтажу бортовых секций кормой блок-упаковки и уплотнению носовой блок-упаковки.

Реализация проекта вывода из эксплуатации ПТБ «Лепсе»

Этап 5 (продолжение).

Смонтированы днищевая, бортовые и торцевая кормовая секции кормовой блок-упаковки.

В настоящее время ведутся работы по демонтажу котельного отделения, машинного отделения и надстройки.

Так же монтируется дополнительная биозащита для формирования носовой блок-упаковки.

СРЗ «Нерпа» на данный момент прорабатывает вопрос получения разрешительных документов

надзорных органов для выполнения последующих работ по носовой блок-упаковке.

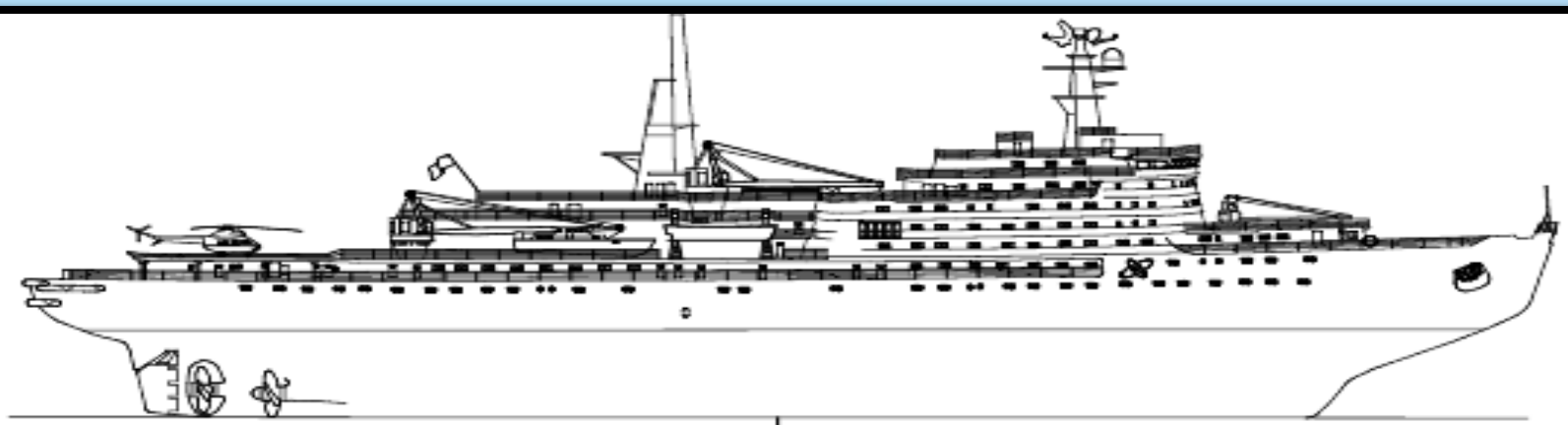
При выполнении следующих этапов работ, будет производится выгрузка ОЯТ, находящегося в НБУ, работы будут осуществляться во временном укрытии. АО ФЦЯРБ и СРЗ «Нерпа» проработан вопрос по разграничению зон ответственности при возведении укрытия между СРЗ «Нерпа» и Подрядчиком.

Подготовленные блок-упаковки будут транспортированы блок-упаковок в пункт длительного хранения.

Общественные слушания ОВОС при утилизации птб «Лепсе»

Принципиальная схема утилизации судов с ЯЭУ

Выбор вариантов утилизации атомных ледоколов



- 1 Конструкция блоков-упаковок с ЯЭУ
  - 1.1 Неплавучий блок (РБл), ограниченный переборками 74 и 95 шп.
  - 1.2 Неплавучий блок (РБл) - блок АППУ в составе БЖВЗ.
  - 1.3 Неплавучий блок (РБл) - блок АППУ без БЖВЗ.
  - 1.4 Плавучий блок (ПРБл), ограниченный переборками по 43 и 142 шп.
- 2 Предприятие-исполнитель работ по утилизации
  - 2.1 СРЗ 82
  - 2.2 СРЗ "Нерпа"
  - 2.3 ЦС "Звездочка"

Выполнение мероприятий по выводу из эксплуатации судов атомного ледокольного флота

- **Подпрограмма «Обеспечение ЯРБ 2016-2020годы» Госпрограммы «Развитие атомного энергопромышленного комплекса»:**

– Утилизация а/л «Сибирь» - 2016 - 2017 г.;

– Утилизация а/л «Арктика – 2018 - 2019 г.;

– Утилизация а/л «Россия» – 2019 - 2020г.

Спасибо за внимание!

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

И.М. Петоян, А.М. Лягинская, Н.П. Саяпин

МЕДИКО-ГИГИЕНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

10-я Юбилейная конференция по РЗ и РБ
Обнинск 23 сентября 2015

ЦЕЛЬ ВЫСТУПЛЕНИЯ

Выступление посвящено одной из не решенных проблем радиационной безопасности населения, связанной с созданием и проведение мониторинга здоровья населения в районе расположения АЭС на всех этапах жизненного цикла АС : от проектных работ до вывода их из эксплуатации.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ

Уместно напомнить, в международной системе РБ

Радиационная безопасность населения определяется как состояние защищенности *настоящего* и *будущего* поколений от вредного воздействия на здоровье ИИ (МКРЗ Публ.103

Защита населения *от малых доз* ориентирована, в первую очерель, на защиту от

- радиационно-индуцированного рака (*настоящее поколение*)
- наследственных (генетических) заболеваний (*будущее поколение*)

РАДИАЦИОННЫЙ КОНТРОЛЬ
в зоне наблюдения

Важнейшим звеном обеспечения радиационной безопасности является **радиационный контроль**, который проводиться на всех этапах жизненного цикла АЭС: планирования, строительства, функционирования и на этапе вывода из эксплуатации.

Контролирующими параметрами являются:

– годовая эффективная доза внешнего облучения,

- поступление радионуклидов в организм и их содержание,

- анализ доз облучения, получаемых отдельными группами населения от всех источников излучения.

Согласно НРБ-99/2009 **годовая доза населения** не должна превышать основные пределы за текущий год и ожидаемый за 70 лет устанавливаемые на уровне 1мЗв/год и 70 Зв/жизнь

Радиационный контроль в зоне наблюдения **проводится** специально созданными территориальными Центрами Г. и Э. ФМБА России

Однако постоянный мониторинг состояния здоровья населениия вблизи АЭС до сих пор не проводится.
Что является одной из серьезных проблем радиационной безопасности населения

Отсутствие мониторинга здоровья населения вблизи АЭС - серьезная проблема РБ

- В этой связи следует напомнить: МКРЗ (№ 103) подчеркивает

«Низкие уровни излучения не являются **гарантом полной защищенности населения**, поскольку стохастические эффекты (рак и наследственные заболевания) не имеют дозового порога для возникновения, и **для оценки безопасности должны использоваться реальные оценки заболеваемости** этими болезнями»

- **Отсутствие мониторинга здоровья населения**

Не позволяет

- Дать полноценную оценку защищенности *настоящего* и *будущего* поколений
- Охарактеризовать состояние ЗН, динамику его изменения и оценки возможного риска этих изменений за счет техн. нагр.

Трудности и шаги к созданию Мониторинга Здоровья Населения вблизи АЭС

Отсутствие мониторинга здоровья населения в районах размещения действующих АЭС связано

- с рядом нерешенных организационных вопросов
- и отсутствием до последнего времени единых требований к оценке здоровья населения на этих территориях

- **Эта задача была частично решена сотрудниками ФМБЦ** им. А.И. Бурназяна в процессе выполнения обследований ЗН на этапе перед пуском **Ростовской АЭС** и длительного наблюдения состояния ЗН в районе расположения **Смоленской АЭС**.

Принципиально результатом этой работы является научно-обоснованный **выбор показателей и критериев** оценки ЗН, отвечающих необходимым условиям длительного мониторинга, позволяющих оценивать возможное влияние работающей АЭС на ЗН.

Разработка Методические указаний «Экспертные и прогнозные оценки ЗН в районах размещения АС»

Методический подход получения оценки здоровья населения был использован для разработки методических указаний

«Экспертные и прогнозные оценки состояния ЗН в районах размещения атомных станций», которые определяют

- - выбор показателей здоровья и источники информации,
- - длительность и периодичность обследования,
- - методы оценки возможных изменений в здоровье,
- - риски этих изменений за счет техногенной нагрузки

В соответствие с общей концепцией МУ в основе оценки состояния здоровья населения рекомендован широкий спектр показателей, характеризующих здоровье различных групп населения (взрослые, дети), отдельных (критических) систем организма (репродуктивная, кроветворная, эндокринная), позволяющих контролировать возможные стохастические последствия низких доз облучения.

МУ «Экспертны и прогнозные оценкисостояния Здоровья населения в районах размещения АС»

МУ определяют круг специалистов

§ медицинских учреждений,
§ центров Г и Э территориальных органов ФМБА России,
которые могут проводить социально-гигиенический мониторинг и осуществлять наблюдение за здоровьем населения

МУ применимы на всех этапах жизнен. цикла АЭС

- **На этапе проектных работ**
- **На этапе снятия «нулевого» фона ЗН**
- **В период эксплуатации**
- **Перед пуском нового блока**
- **После вывода из эксплуатации**

Оценки здоровья населения на этапах проектных работ

Особого рассмотрения требуют **работы по оценке здоровья населения, выполняемые на этапе инвестиций в строитель-ство, планирования и строительства новых блоков и станций организациями-разработчиками**. Результаты нашей работы в качестве экспертов по оценке состояния здоровья населения представленной в проектной докумен-тации на этапе инвестиций в строительство (***Курская и Смоленская АЭС-2***), проектной разработки ***энергоблока Белоярской АЭС***, выполненные проектными организациями, **выявили ряд серьезных недостатков в оценках здоровья**.

Оценки здоровья населения на этапах проектных работ . *Недостатки*

- **Оценки доз**, **как правило**, носят прогнозный характер и **ориентированы не на человека, а на источник** (сбросы, выбросы).
- Риски для населения рассчитываются только для доз внешнего облучения без учета доз внутреннего облучения от уже работающей станции.
- **Оценки здоровья носят формальный характер: комплекс-ная оценка подменяется отдельными показателями заболева-емости смертности, а сроки наблюдения ограничены двумя годами**, вместо требуемых 5 лет, что не позволяет оценивать динамику изменений здоровья и влияние на здоровье населения, уже работающих станций, а также дать возможный прогноз изменений от совместного влияния на здоровье работающих и строящихся АЭС.

Оценки здоровья населения на этапах проектных работ . *Недостатки*

- **Серьезной проблемой в оценке здоровья населения является отсутствие единого методологического подхода**.

Разработанные ФМБА МУ «Экспертные и прогнозные оценки здоровья населения в районах размещения АЭС», **лишь ограниченно пригодны для оценки здоровья населения на этапах планирования и строительства АЭС**, поскольку не содержат требований к оценке доз и характеристике медицинских учреждений, которым предстоит контролировать здоровье населения, попадающее в зону влияния строящихся АЭС.

- Существенным недостатком работ по оценке здоровья населения на начальном этапе жизненного цикла АЭС является тот факт, что результаты этих исследований **не могут быть использованы** в качестве **исходных данных для последующего мониторинга.**

ЗАКЛЮЧЕНИЕ. ВЫВОДЫ

Заключая изложение данных о медико-гигиенических проблемах защиты населения в ядерных технологиях следует подчеркнуть следующие факты:

- **Радиационная безопасность населения**, проживающего вблизи действующих АЭС, **обеспечивается проведением радиационного контроля**: учетом годовой эффективной дозы, поступления радионуклидов в организм и анализом доз облучения разных групп населения от всех источников излучения.
- **Постоянный контроль (мониторинг) состояния здоровья населения в районах размещения действующих АЭС не проводится**, что связано с рядом нерешенных организационных вопросов и отсутствием до последнего времени единых требований к оценке здоровья населения на этих территориях.

ВЫВОДЫ (окончание)

- **Медико-гигиеническое сопровождение работ на начальном этапе жизненного цикла АЭС имеет ряд недостатков, требующих устранения.**
- **Одной из важнейших требующих решения задач** в проблеме охраны здоровья населения, проживающего вблизи АЭС, является **реализация единого мониторинга здоровья населения**, выполняемого на разных этапах жизненного цикла - от нулевого цикла до вывода из эксплуатации АЭС, на территории всей зоны наблюдения, а не только на территориях, обслуживаемых медицинскими учреждениями ФМБА России.

Пожизненный риск смерти от рака легкого, как мера надежности стандартов радиационной безопасности при ингаляционном поступлении плутония-239

М.Э. Сокольников*, В.В. Вострotин, А.В. Ефимов, Е.К. Василенко, А.М. Юркин, С.А. Романов

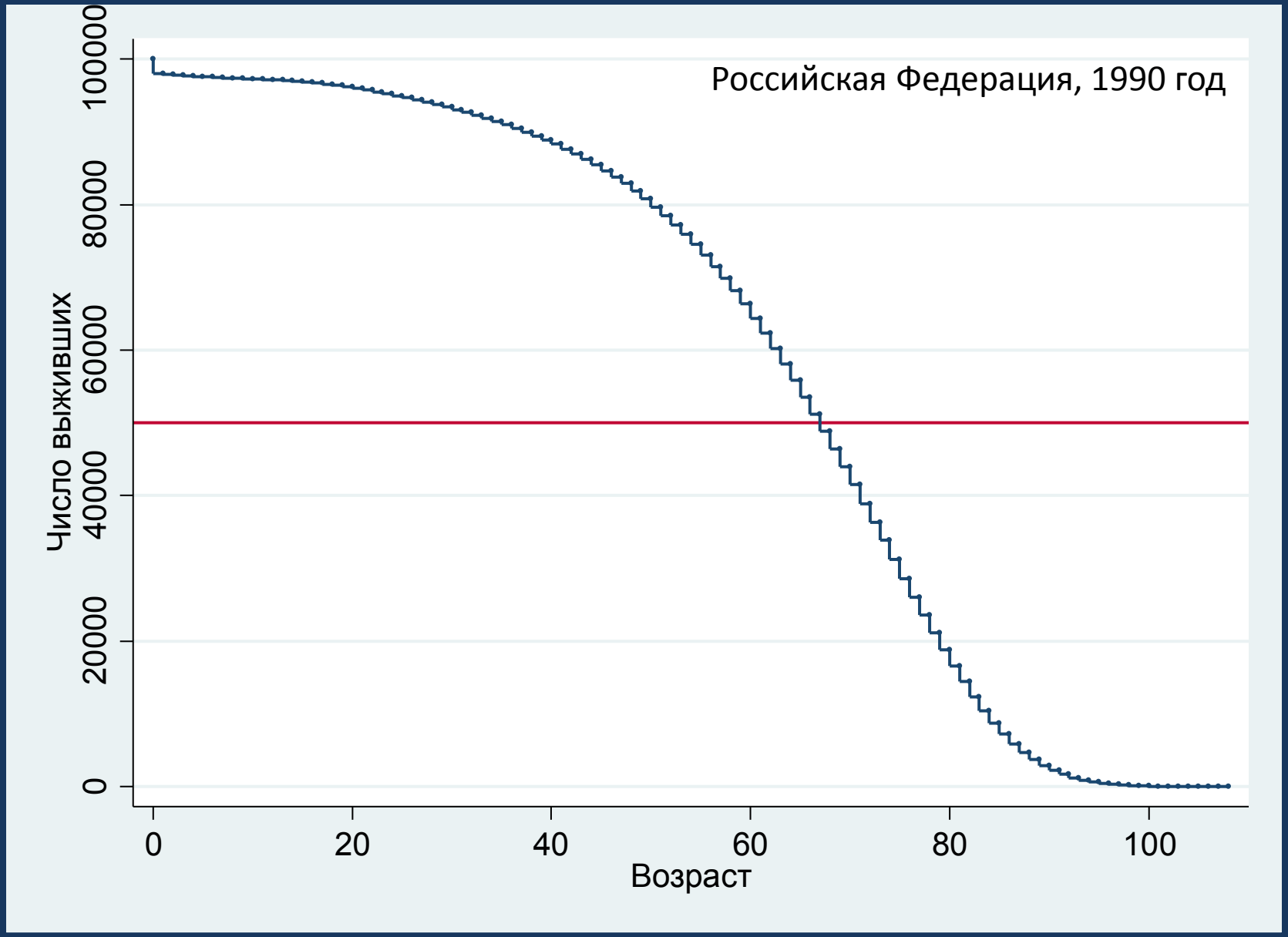
Основная нормируемая НРБ величина:

- п. 2.3 НРБ -99/2009:

«В условиях нормальной эксплуатации источников ионизирующего излучения пределы доз облучения в течение года устанавливаются, исходя из следующих значений **индивидуального пожизненного** риска:

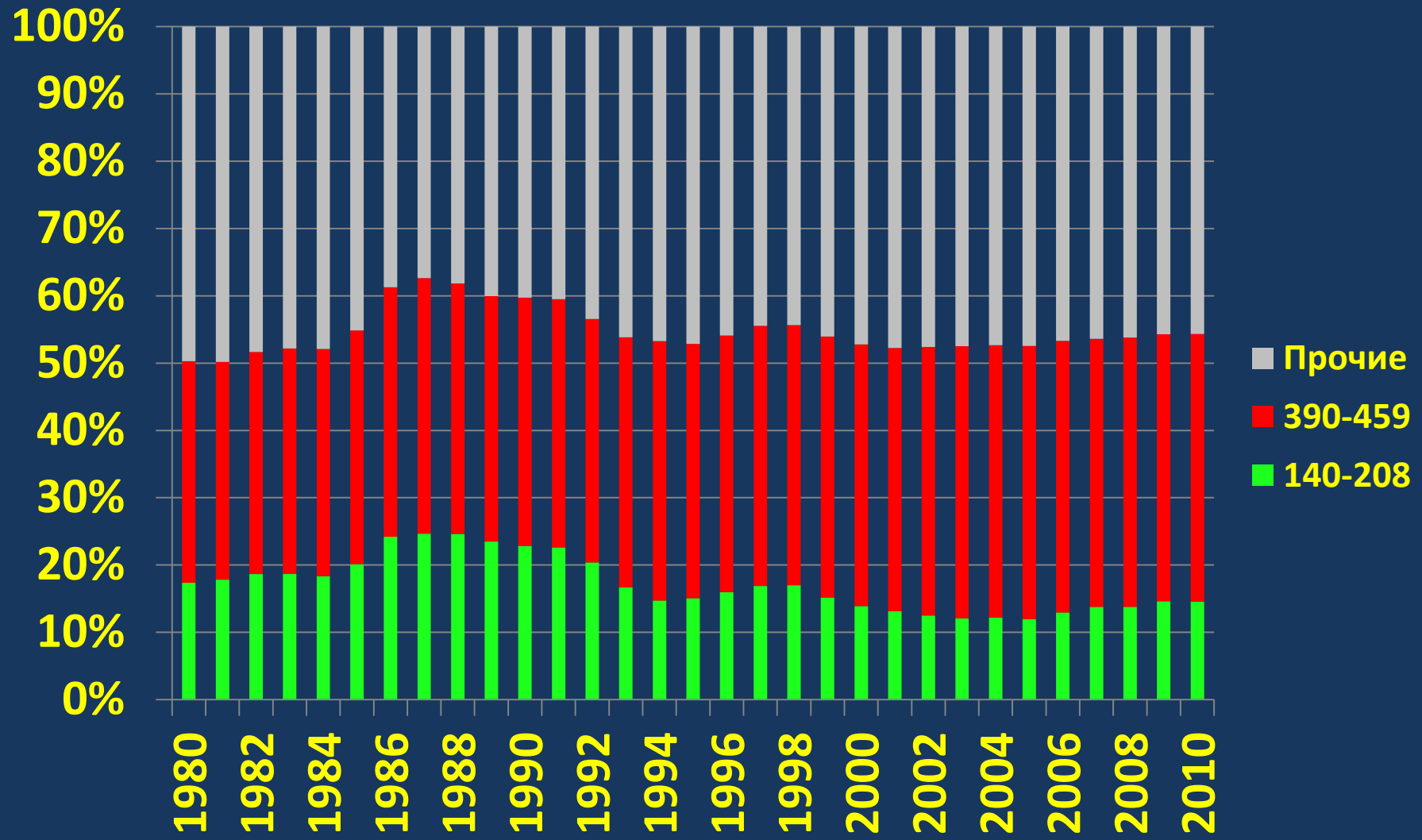
- Для персонала – 1.0×10^{-3}»

Таблица продолжительности жизни

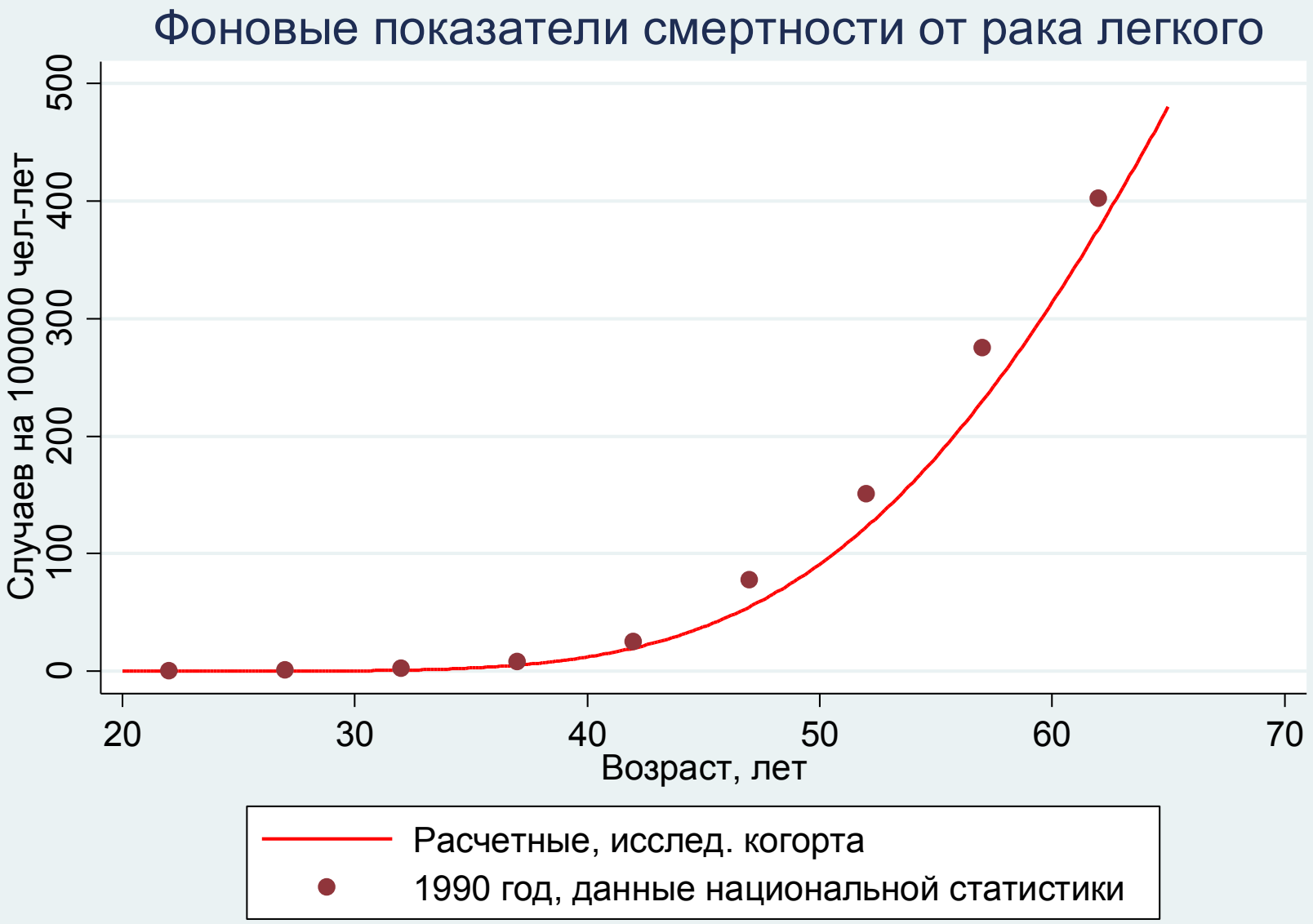


Почему именно 1990 год?

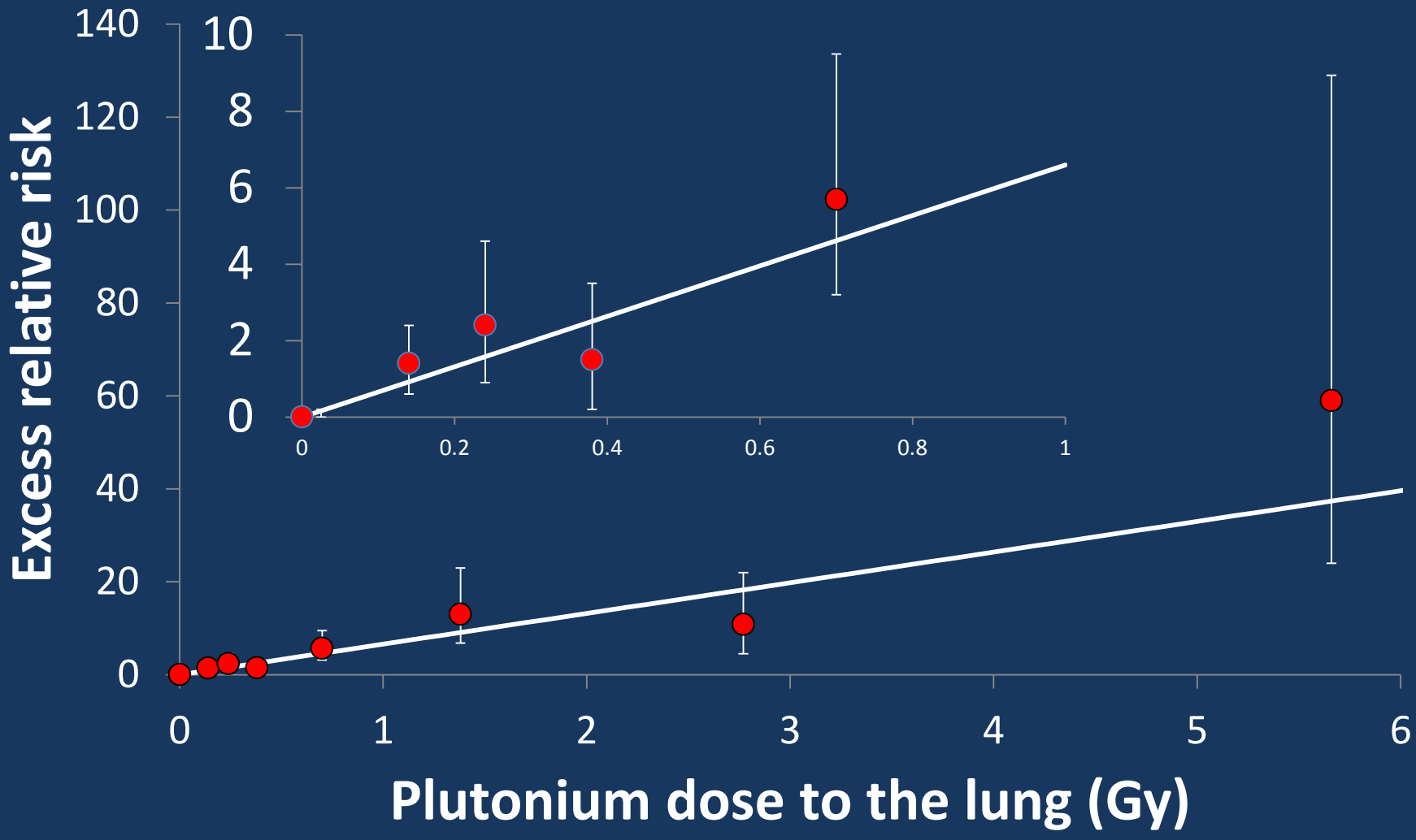
Динамика структуры причин смерти, 1980 – 2010 гг.



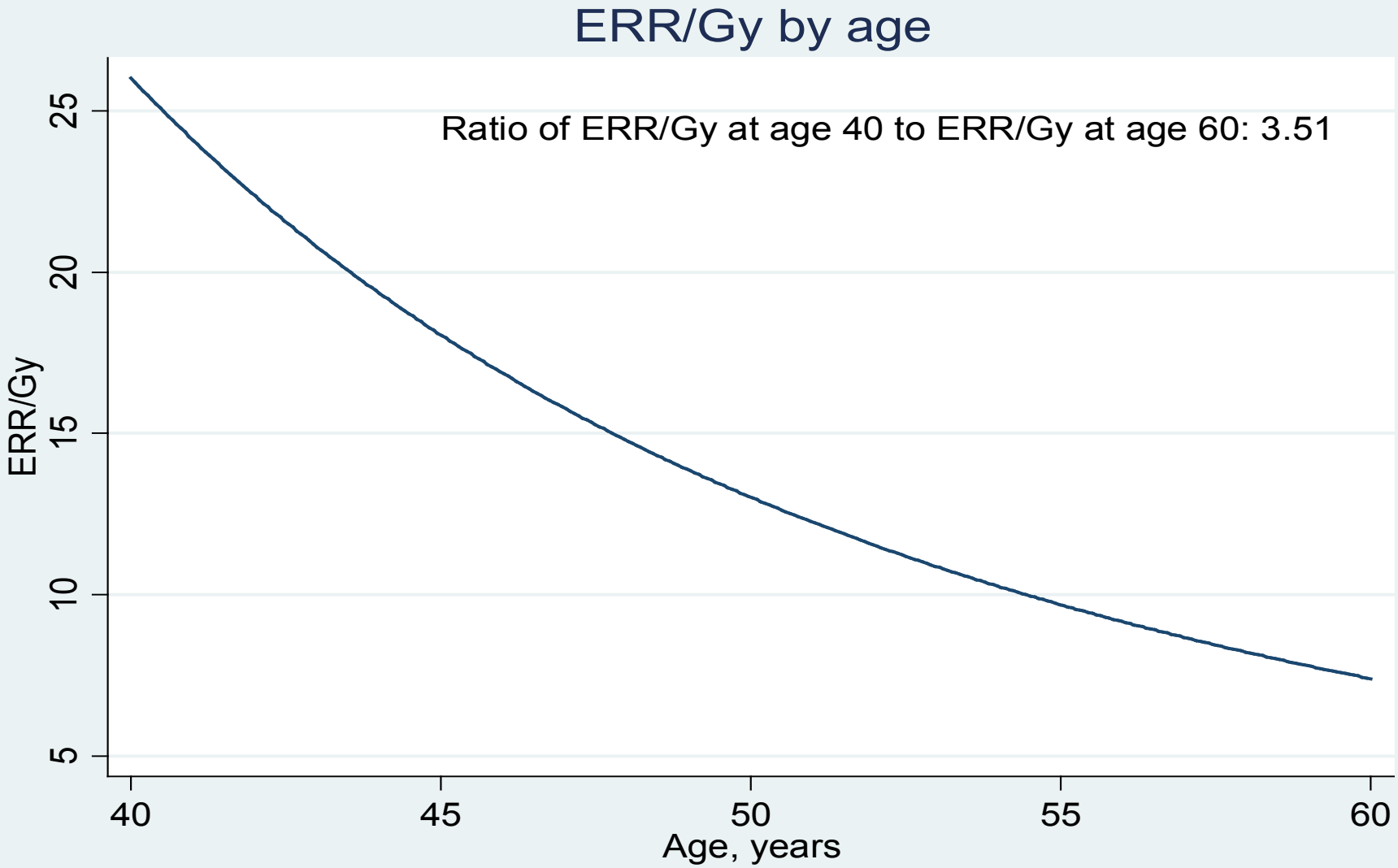
Показатели смертности от рака легкого



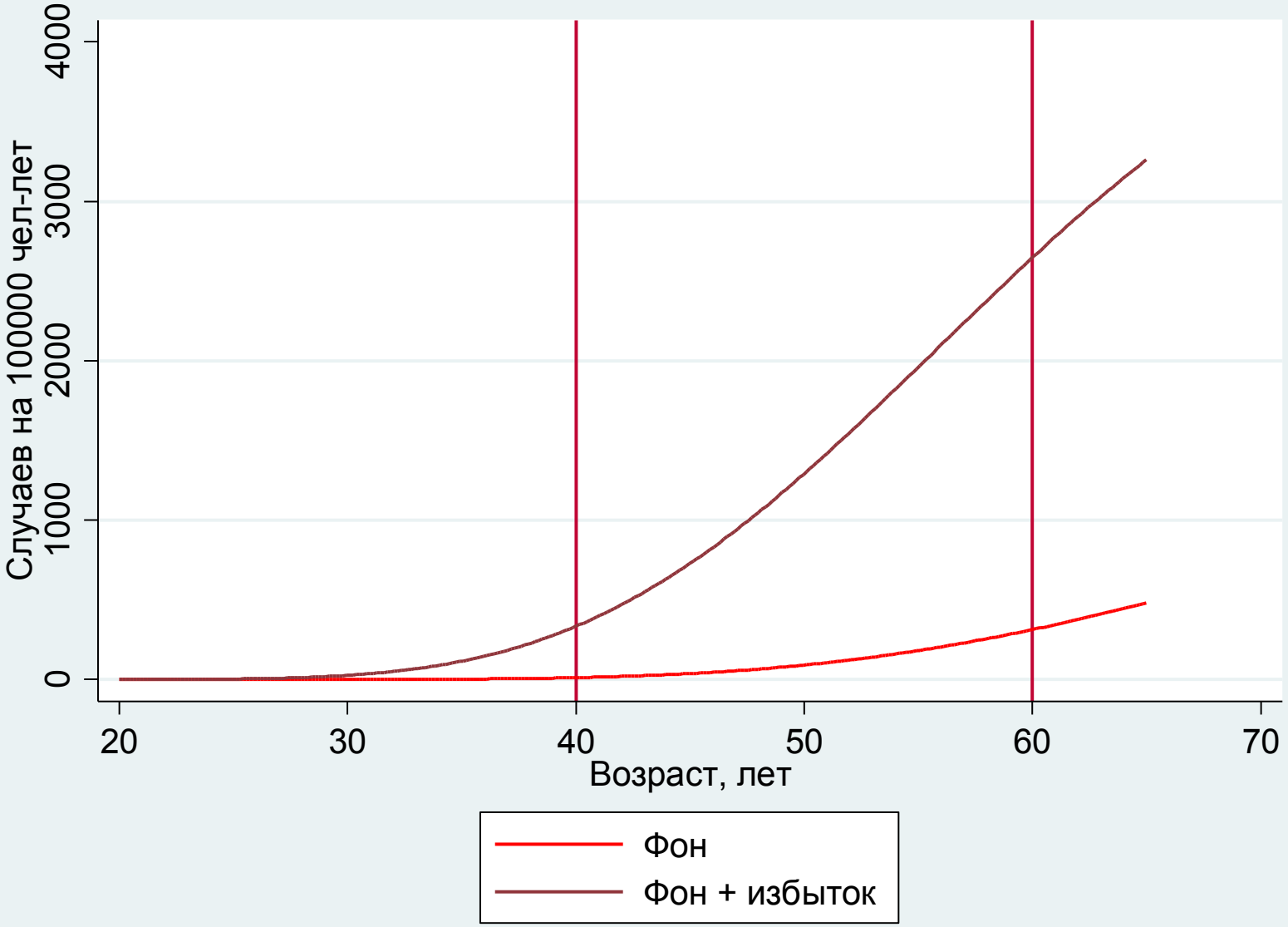
Избыточный относительный риск, обусловленный поступлением плутония



Зависимость ERR/Gy от возраста



Сравнение фоновых и избыточных показателей смертности



Предел годового поступления ^{239}Pu

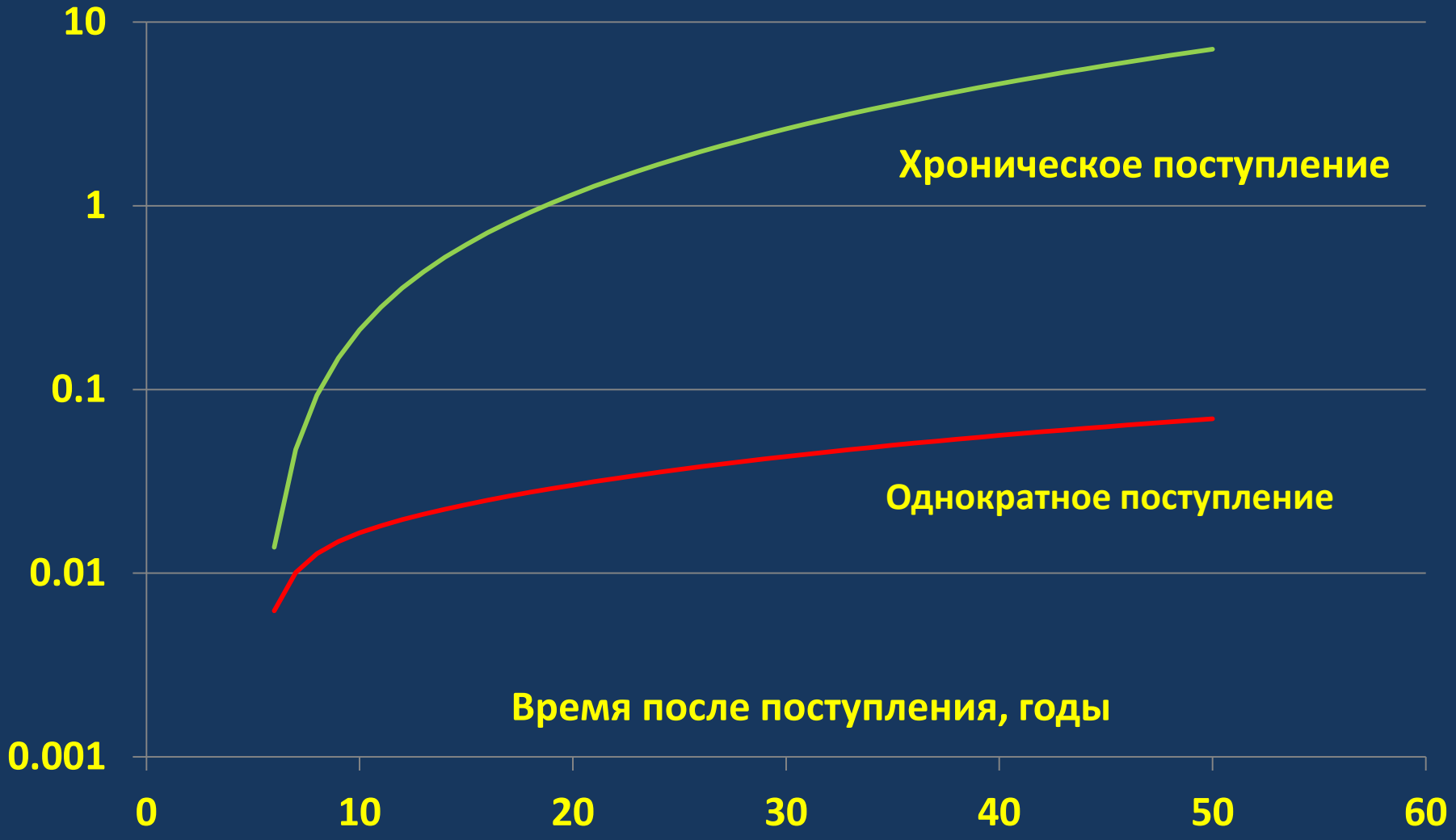
$$\text{ПГП} = \frac{0.020}{e_{inh}(50)}$$

	$e_{inh}(50)$, Sv×Bq	ПГП, Bq
Класс М, 1 μm	1.5×10^{-5}	1333
Класс П, 1 μm	4.7×10^{-5}	425

Ингаляционное поступление ^{239}Pu на уровне ПГП

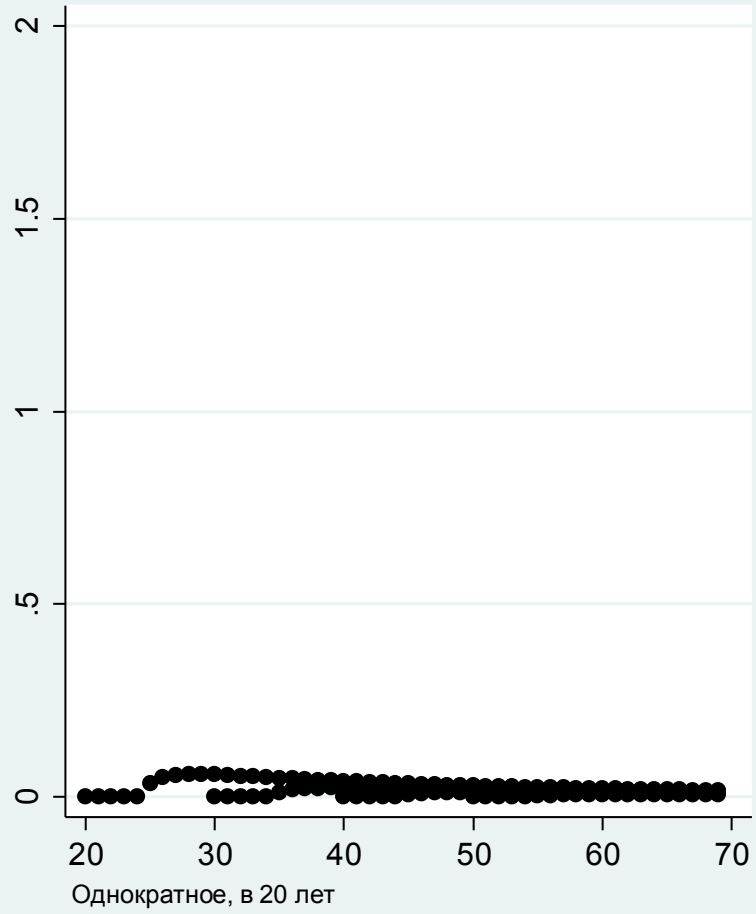
- Соединения класса М ^{239}Pu
- Однократное поступление
- Хроническое поступление, 50 лет
- Характер накопления дозы альфа-излучения
- Зависимость пожизненного избыточного риска от возраста

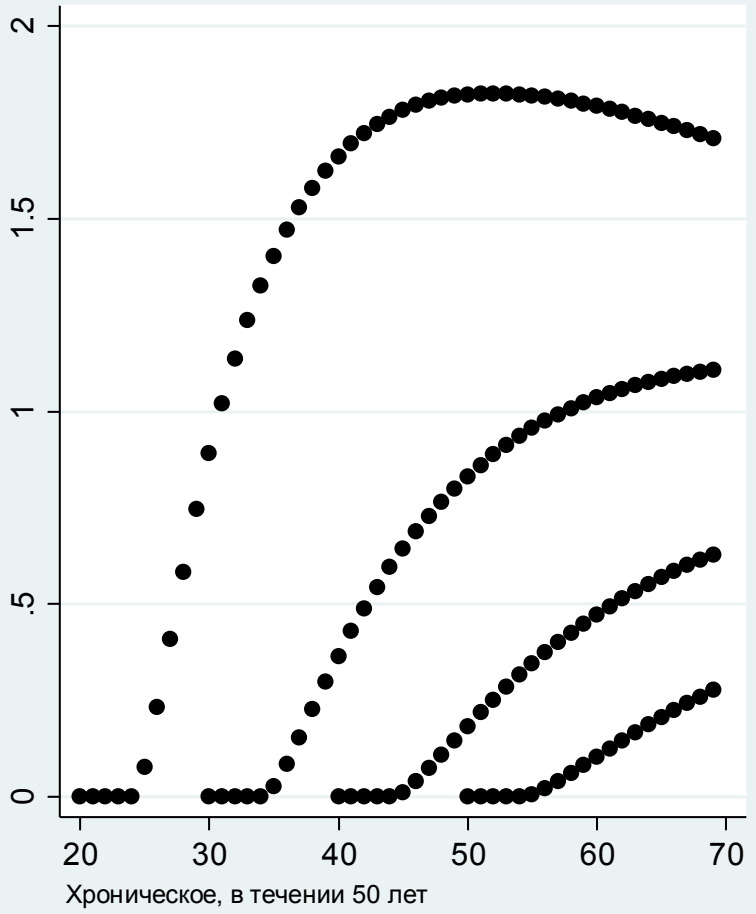
Динамика накопления эквивалентной дозы альфа-излучения в легком (Зв)



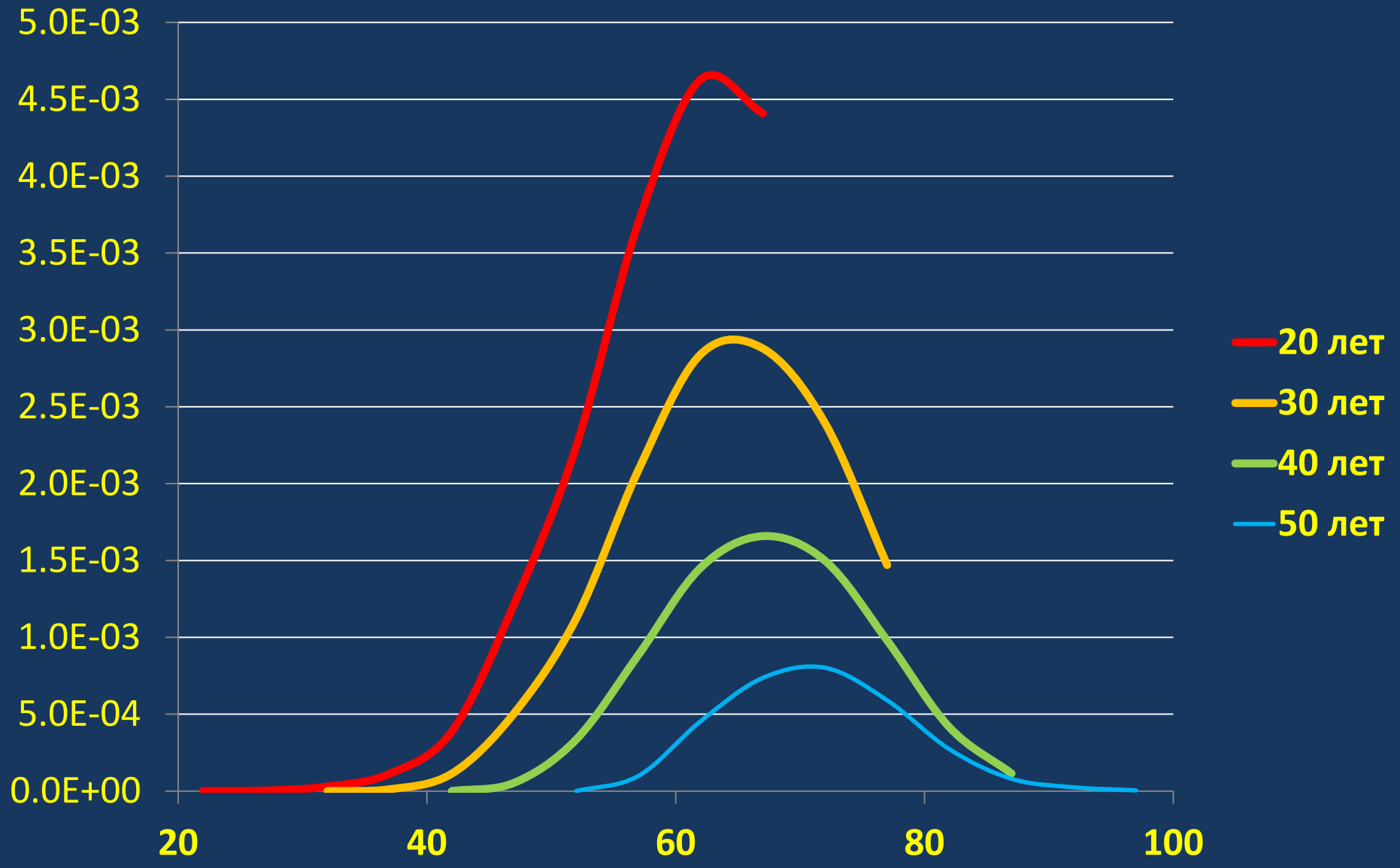
ERR при начале поступления в разных возрастах

Зависимость ERR от возраста при однократном и хроническом поступлении Pu, класс 'M'

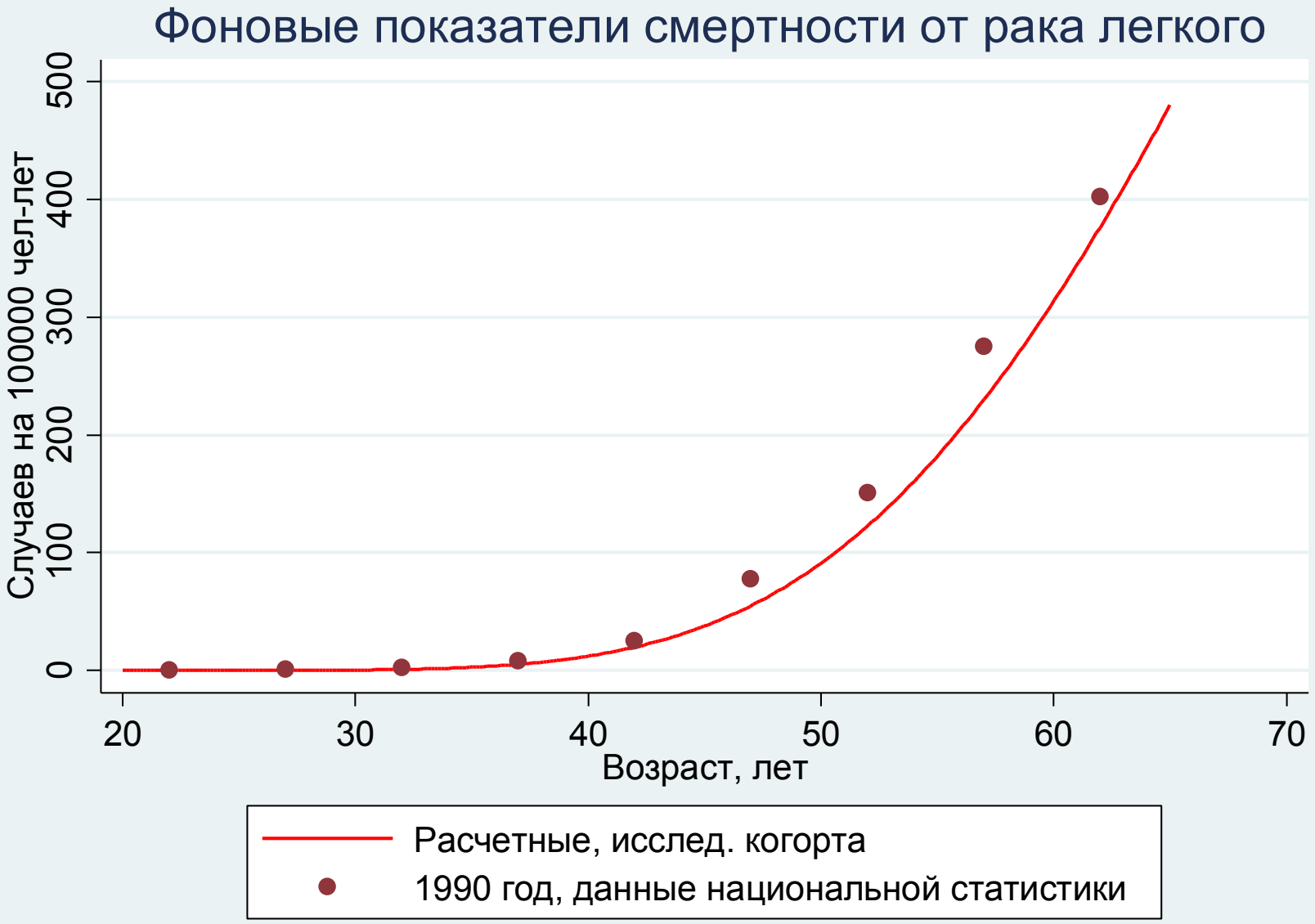




Пожизненный риск в год при хроническом поступлении на уровне ПГП, класс М



Почему так происходит? - 1



Усреднение коэффициентов ущерба

Относительный ущерб (ICRP 103, таблицы A.4.18 и A.4.19)		
	Все возрасты (0 – 85)	Трудоспособный возраст (18-64)
Рак легкого	0.124	0.219

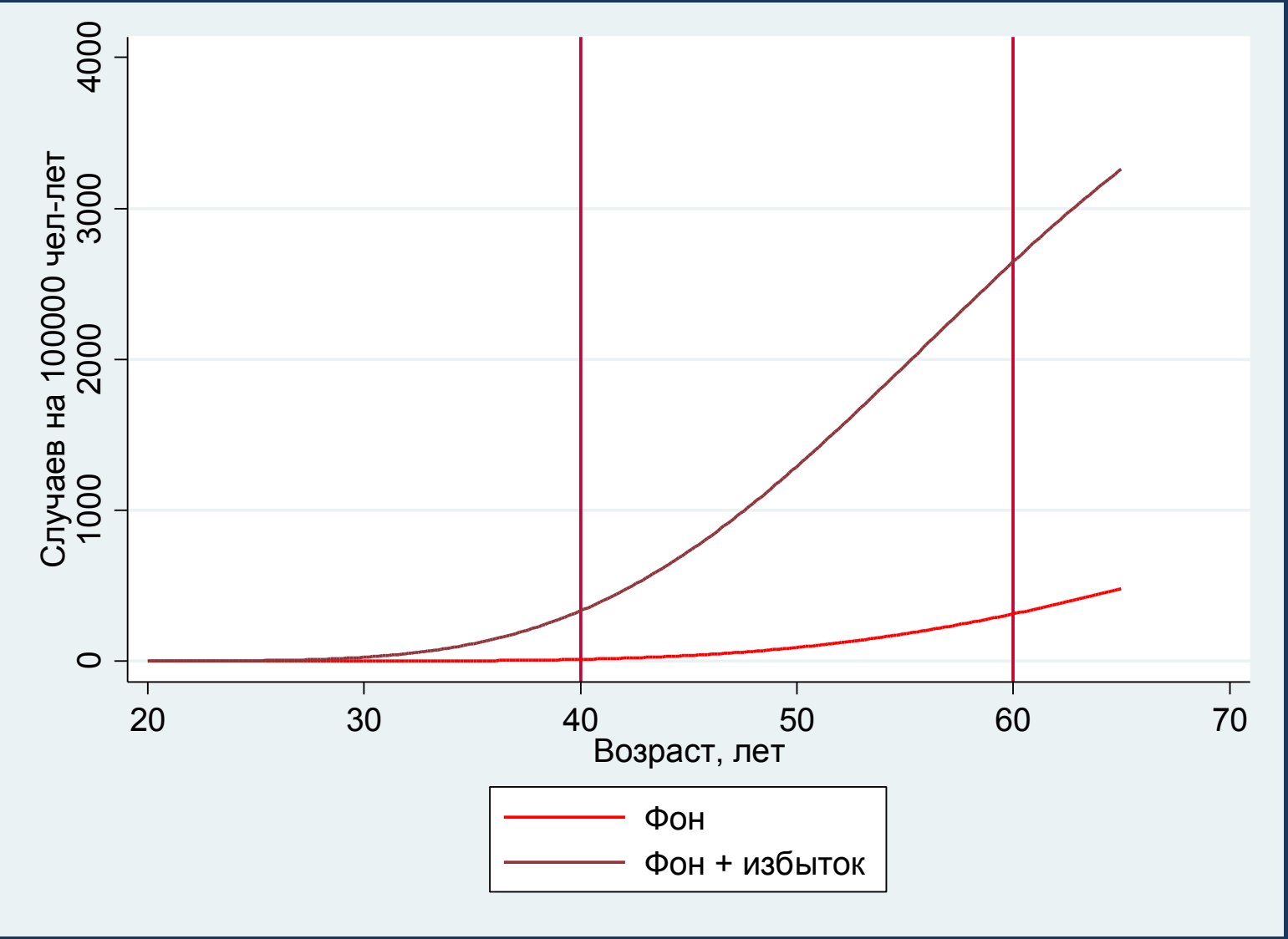
$$\text{ПГП} = \frac{0.020}{e_{inh}(50)}$$

Расчет ПГП основан на коэффициенте для всех возрастов

Почему так происходит? -2

- Использование величины ожидаемой эффективной дозы за 50 лет: сумма доз, полученных за 50 лет с момента начала поступления приписывается году (и возрасту) начала поступления.
  - Однако, чем человек старше, тем ущерб от одной и той же дозы выше!

Однако, чем человек старше, тем ущерб от одной и той же дозы выше!



Выводы

- При вдыхании низкотранспортабельных соединений плутония-239
  - предусмотренный НРБ ПГП не обеспечивает надёжной защиты персонала от альфа-излучения инкорпорированного плутония.
  - Пожизненный риск превышен в возрасте 62 года, пожизненный риск в год – с возраста 45 лет.
  - Применение взвешивающих тканевых коэффициентов, усредненных для лиц всех возрастов и обоих полов, к лицам трудоспособного возраста, относящимся к категории «персонал», существенно занижает оценку радиогенного ущерба у лиц трудоспособного возраста.

РОСЭНЕРГОАТОМ
ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ДИВИЗИОН РОСАТОМА

Обеспечение радиационной безопасности на АЭС. Состояние и перспективы

Департамент противоаварийной готовности
и радиационной защиты

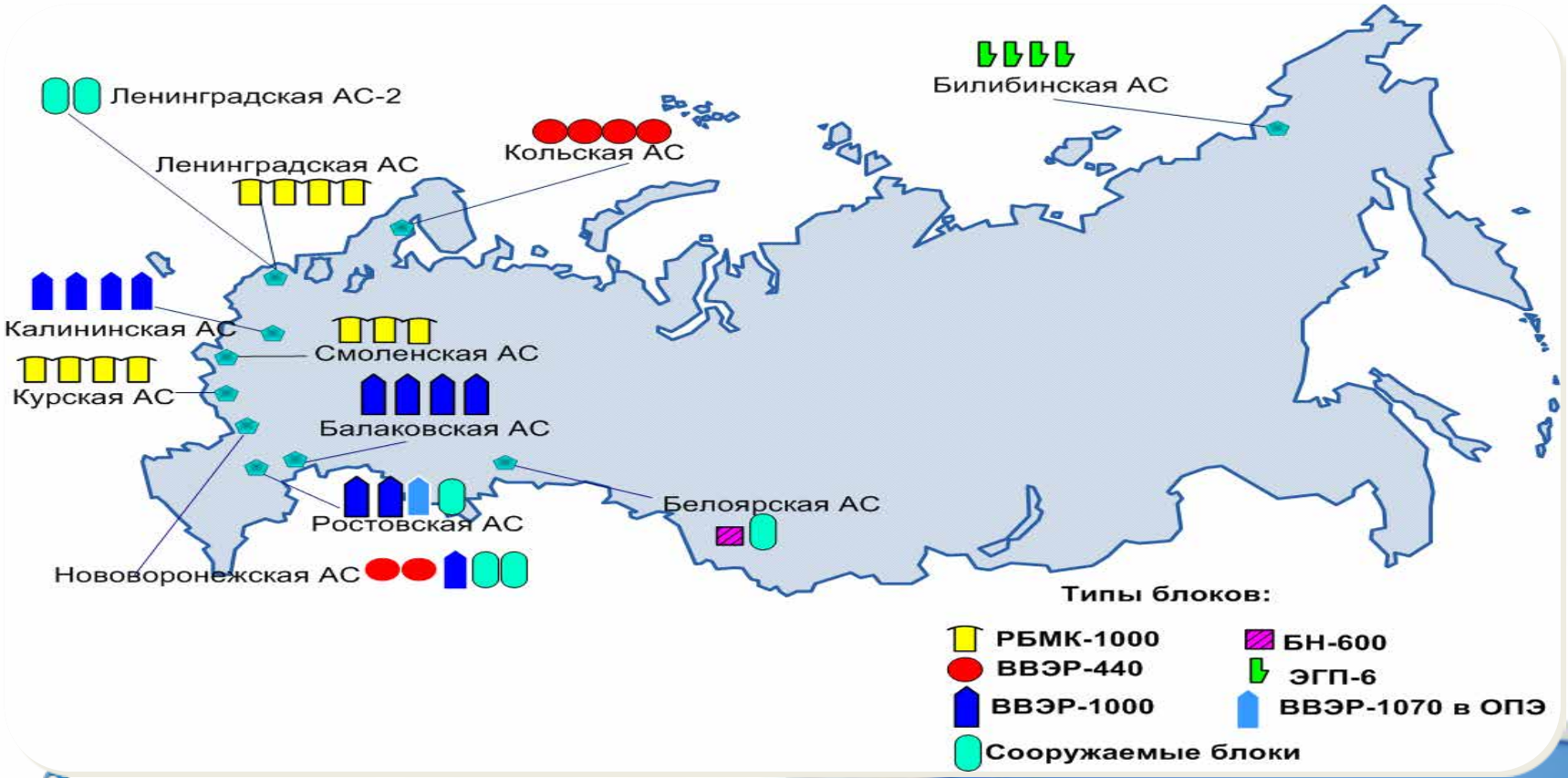
Швалев Николай Германович

www.rosenergoatom.ru

г. Обнинск
23 – 24 сентября 2015 г.

Карта расположения действующих и строящихся энергоблоков АЭС России

Действующие	В ОПЭ
10 АС, **33** блока, $N_{уст.}$ = **25242** МВт	**1** блок, $N_{уст.}$ = **1070** МВт



Основные этапы снижения дозозатрат персонала

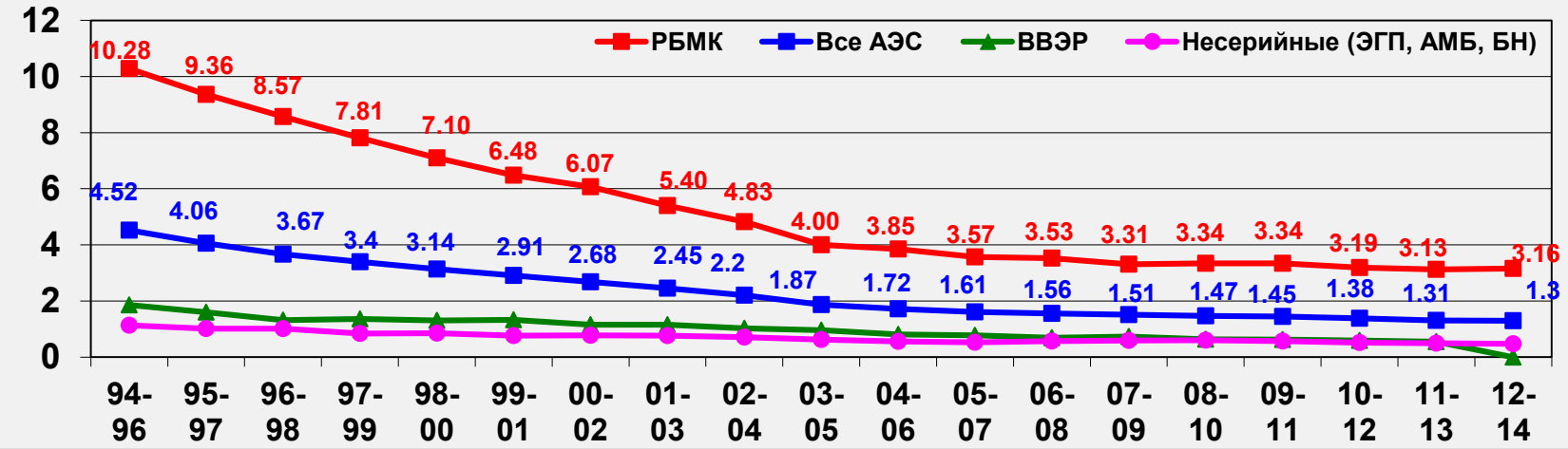
Этап 1 1995 - 2004

- непревышение пределов доз

Этап 2 2005 - 2014

- выполнение целевых показателей

Коллективные дозы облучения персонала, чел. Зв/блок



Основные мероприятия по снижению дозозатрат в 2010 - 2014 гг.

Программа оптимизации радиационной защиты персонала на АЭС	
ü ***срок реализации***	**2010 – 2014 гг.**
ü ***цель***	**Øоптимизация доз в условиях увеличения объемов РОР, связанных с мероприятиями по модернизации, выводу блоков из эксплуатации**
ü ***направления***	**Ø совершенствование организации выполнения работ; Øулучшение радиационной обстановки; Ø сокращение времени облучения**

РОСЭНЕРГОАТОМ
ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ДИВИЗИОН РОСАТОМА

Результаты 2 этапа снижения дозозатрат персонала на АЭС

Средняя КД с 2010 по 2014 гг., чел.Зв/блок		
АЭС	Цель	Факт
Балаковская	0,6	0,53
Белоярская	0,5	0,32
Билибинская	0,7	0,64
Калининская	0,6	0,47
Кольская	0,8	0,63
Курская	4,0	3,98
Ленинградская	3,0	2,30
Нововоронежская	0,8	0,72
Ростовская	0,2	0,11
Смоленская	3,5	3,49

Количество работников с дозой менее 1 мЗв, %		
64	→	↑ 71

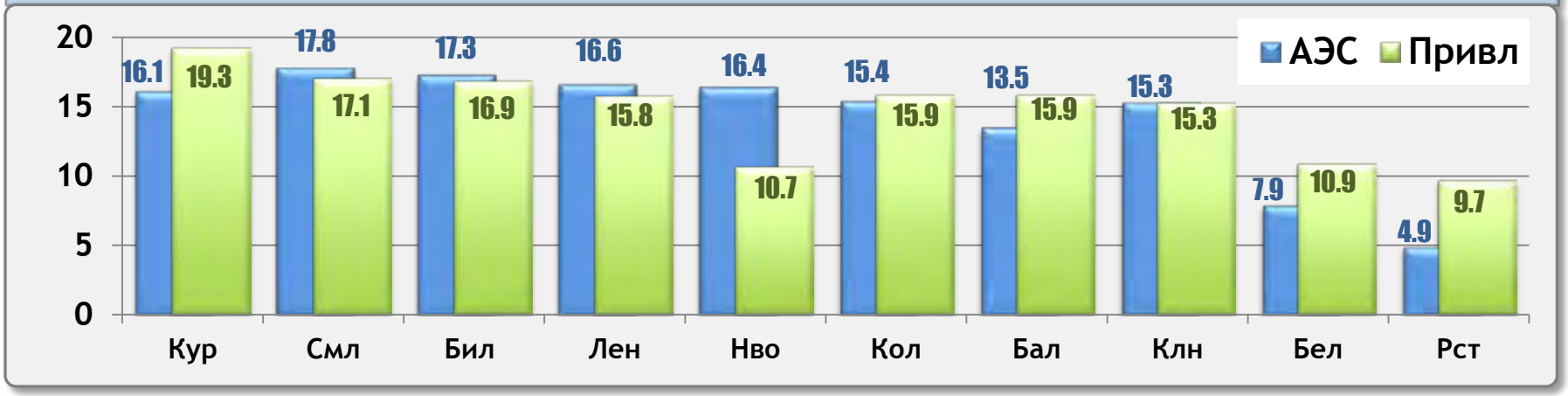
Количество работников с дозой более 18 мЗв, чел.		
109	→	↓ 27

Количество работников с дозой более 80 мЗв за пять лет, чел.		
57	→	↓ 8

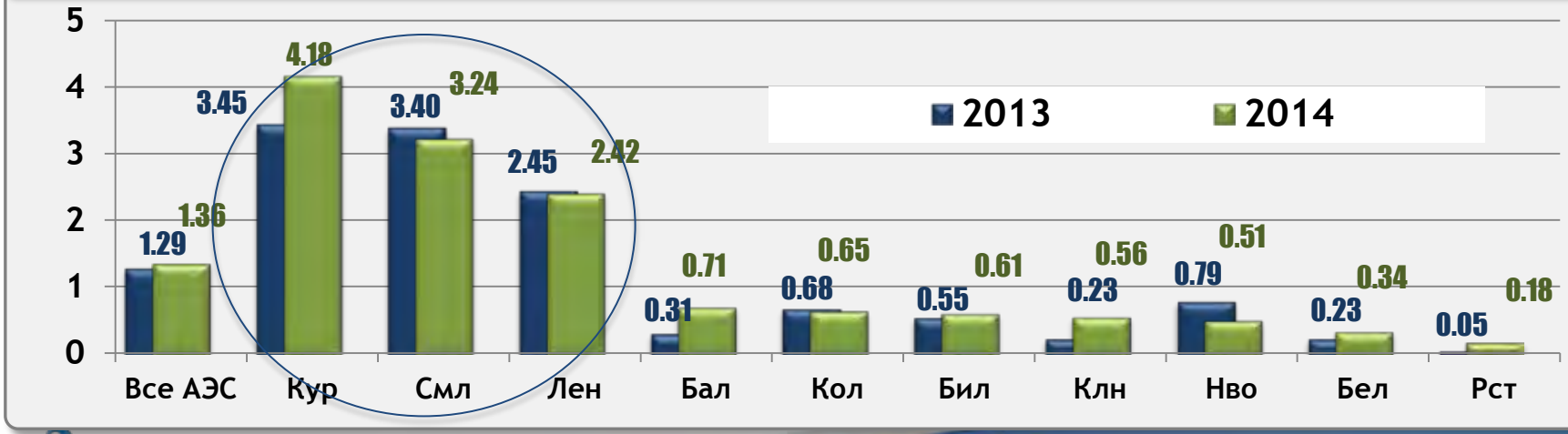
РОСЭНЕРГОАТОМ
ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ДИВИЗИОН РОСАТОМА

Дозозатраты персонала на АЭС. Итоги 2014 года

Максимальные индивидуальные дозы на АЭС в 2014 г., мЗв



Коллективные дозы облучения на АЭС в 2013 – 2014 гг., чел.Зв/блок



Актуальные вопросы снижения доз на АЭС

Дозозатраты на АЭС с РБМК	
Программа работ по снижению доз ремонтного персонала на АЭС с РБМК	
ü ***срок реализации***	**2014 – 2017 гг.**
ü ***цель***	**Øснижение индивидуальных доз и количества облучаемого ремонтного персонала**

Актуальные вопросы снижения доз на АЭС

Дозозатраты и радиационная обстановка на КурАЭС	
Программа мероприятий по улучшению радиационной обстановки и снижению доз на КурАЭС	
ü ***срок реализации***	**2014 – 2017 гг.**
ü ***цель***	**Øулучшение радиационной обстановки Øснижение индивидуальных доз и количества облучаемого персонала**

Актуальные вопросы снижения доз на АЭС

Дозозатраты критической группы персонала на КурАЭС

Проект по радиационной защите ремонтного персонала на КурАЭС

ü ***срок реализации***	**2015 г.**
ü ***цель***	**Ø сокращение численности критической группы персонала (доза >15 мЗв)**

Основные задачи по снижению дозозатрат на АЭС

Ø Сокращение численности «критической группы» персонала на Курской АЭС	Проект по радиационной защите ремонтного персонала на КурАЭС
Ø Улучшение радиационной обстановки и снижение дозозатрат на Курской АЭС	Программа мероприятий по улучшению радиационной обстановки и снижению доз на КурАЭС
Ø Снижение дозозатрат на АЭС с РБМК	Программа работ по снижению доз ремонтного персонала на АЭС с РБМК
Ø Оптимизация дозозатрат на АЭС с ВВЭР, БН, ЭГП	Программы мероприятий по оптимизации радиационной защиты на АЭС

Основные пути снижения дозозатрат на АЭС

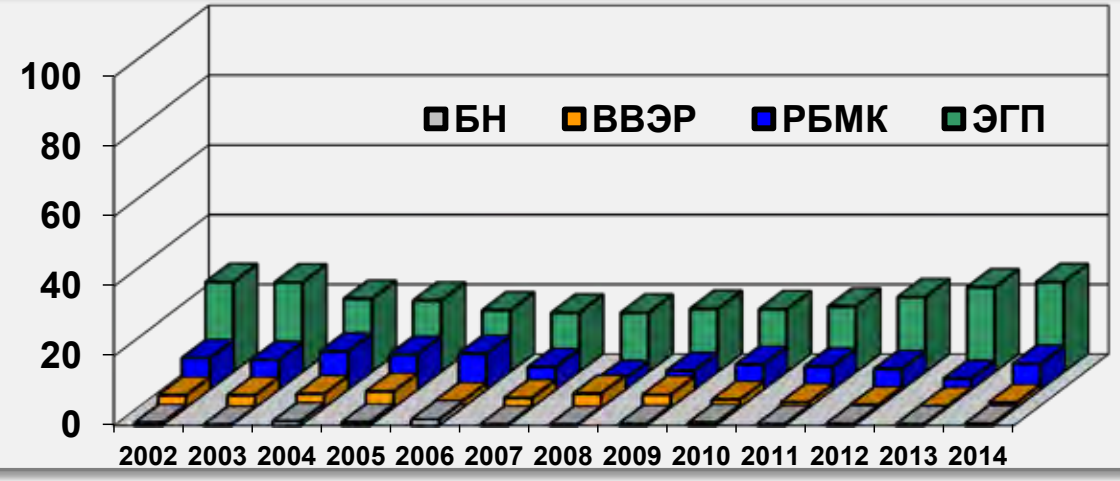
Ø Оптимизация радиационной защиты на уровне АЭС	- Увеличение межремонтного периода - Оптимизация длительности ремонтов - Оптимизация объема эксплуатационного контроля - Внедрение концепции ремонта по техническому состоянию - Увеличение численности высококвалифицированного персонала критической группы
Ø Оптимизация радиационной защиты на уровне работника	- Развитие системы управления индивидуальным радиационным риском

Выводы о дозозатратах персонала на АЭС

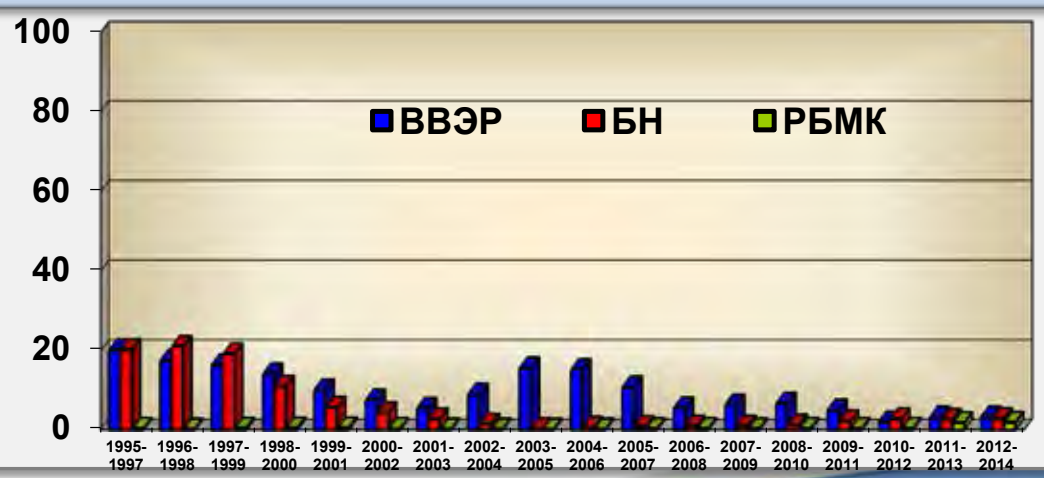
- Основные дозовые пределы соблюдаются на всех АЭС
- На АЭС в течение длительного периода продолжается процесс снижения дозозатрат персонала
- В течение последних 10 лет на АЭС наблюдается тенденция замедления общих темпов снижения дозозатрат
- Мероприятия по снижению дозозатрат персонала АЭС и подрядных организаций предусмотрены программами ЭО и АЭС

Выбросы и сбросы радионуклидов. Итоги 2014 года

Выброс ИРГ (% от допустимого значения)

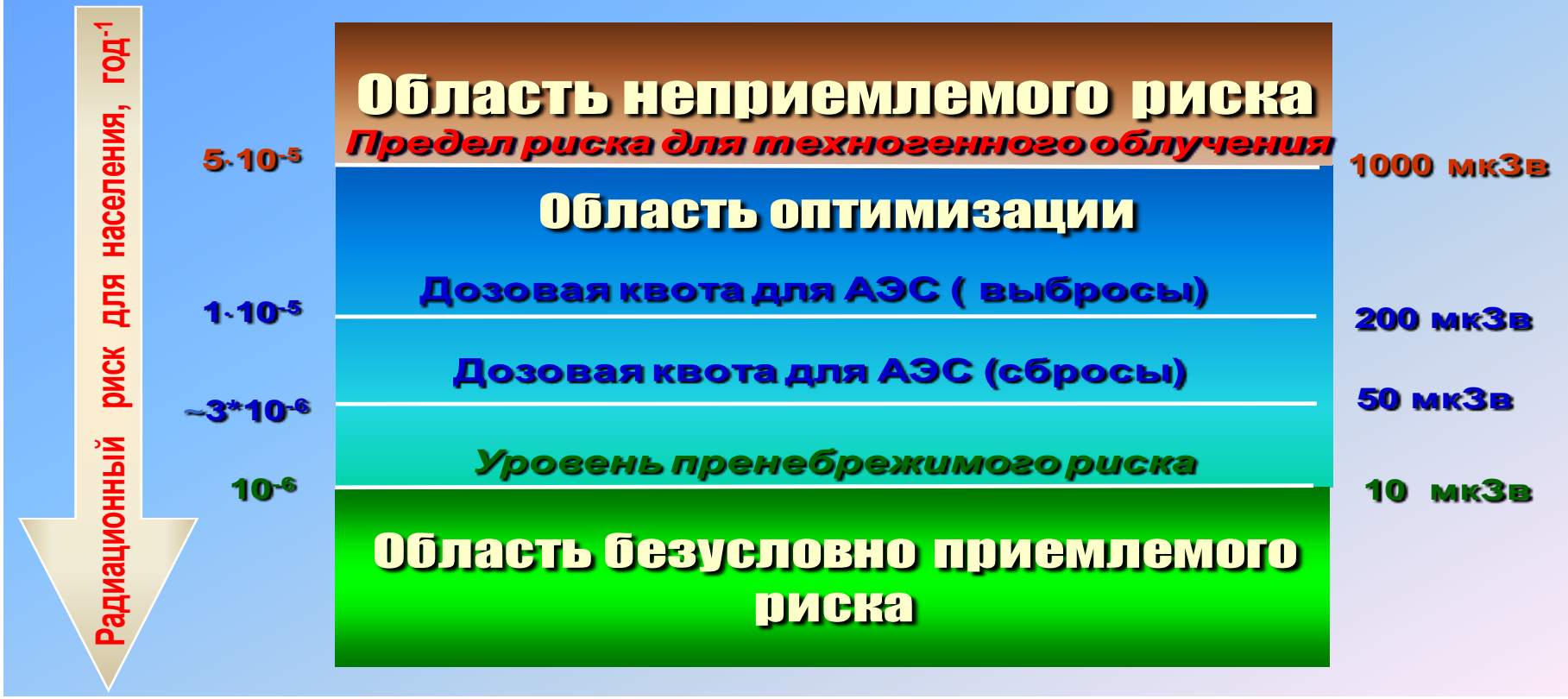


Сброс РВ (% от допустимого значения)



Ограничение воздействия АЭС на население

Области значений радиационного риска для населения от техногенных источников



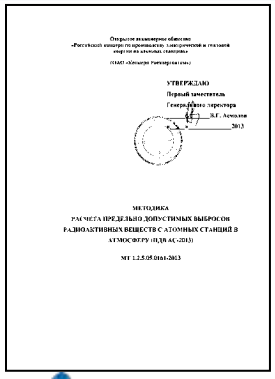
Годовые допустимые газоаэрозольные выбросы АЭС (в соответствии с СП АС - 03)

Радионуклид	РБМК	ВВЭР и БН	ЭГП-6
ИРГ [ТБк]	3700	690	2000
^{131}I (газовая + аэрозольная формы) [ГБк]	93	18	18
^{60}Co [ГБк]	2,5	7,4	7,4
^{134}Cs [ГБк]	1,4	0,9	0,9
^{137}Cs [ГБк]	4,0	2,0	2,0

Совершенствование контроля и учета радиоактивных выбросов

План мероприятий по совершенствованию контроля и учета радиоактивных выбросов

ü ***срок реализации***	**2014 - 2018 гг.**
ü ***цель***	**Ø внедрение Методики Ростехнадзора**
ü ***направления***	**Ø разработка новых нормативов;** **Ø развитие методического обеспечения;** **Ø совершенствование технического обеспечения**

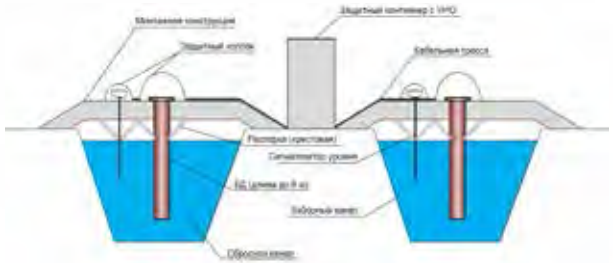


РОСЭНЕРГОАТОМ
ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ДИВИЗИОН РОСАТОМА

Совершенствование радиационного контроля сбросов

План мероприятий по совершенствованию радиационного контроля жидких сбросов

ü ***срок реализации***	**2014 - 2018 гг.**
ü ***цель***	**Ø подготовка к внедрению Методики Ростехнадзора**
ü ***направления***	**Ø развитие методического обеспечения; Ø совершенствование технического обеспечения**



РОСЭНЕРГОАТОМ
ЭЛЕКТРОЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ДИВИЗИОН РОСАТОМА

Выводы о выбросах и сбросах радионуклидов с АЭС

- Ø **Выбросы и сбросы с АЭС на уровне 100% от допустимых значений являются безусловно приемлемыми**
- Ø **Фактические выбросы и сбросы АЭС являются оптимизированными и их дальнейшее снижение экономически не оправдано**
- Ø **Задача – сохранение достигнутого уровня выбросов и сбросов с АЭС**

Основные ориентиры в обеспечении безопасности на 2015 год

Приверженность принципу безопасности

Заявление о политике
ОАО «Концерн Росэнергоатом»
в области обеспечения безопасности АЭС

Обеспечение безопасности АЭС на всех этапах жизненного цикла является приоритетной задачей Концерна.

Обращение Генерального директора к работникам ОАО «Концерн Росэнергоатом»

- **непревышение контрольных уровней облучения персонала;**
- **непревышение нормативов сбросов и выбросов радиоактивных веществ**