

Тезисы докладов XV Международного совещания "Проблемы прикладной спектрометрии и радиометрии", 7 – 11 октября 2019 г.  
г. Казань ЧОУ ДПО "УЦ "МЕДТЕХАТОМ"

В сборнике опубликованы тезисы докладов, представленных на Международном совещании "Проблемы прикладной спектрометрии и радиометрии" (ППСР-2019), которое проходило в г. Казань с 7 по 11 октября 2019 года.

Доклады посвящены вопросам, связанным с разработкой и применением аппаратуры, программного, методического и метрологического обеспечения измерений параметров ионизирующих излучений.

Совещание организует и проводит группа наиболее известных предприятий, работающих в области регистрации и измерений параметров ионизирующих излучений.

## Оглавление

<b>Алгоритм поиска и обнаружения слабых источников ионизирующих излучений</b> <i>А.С. Шеин, Л.В. Викторов, Г.К. Кунцевич, В.Л. Петров</i> .....	6
<b>Новые разработки в области обеспечения измерений ионизирующего излучения</b> <i>А.Б. Рогозов, Ю.А. Тычинкин, Э.А. Титов</i> .....	9
<b>Реконструкция дозы нейтронов по показаниям индивидуальных дозиметров гамма-излучения</b> <i>А.Г. Алексеев, А.Г. Цовьянов</i> .....	11
<b>Разработка мониторов радиоактивных отходов на основе ОЧГ спектрометров</b> <i>О.И. Яковлев, А.Ю. Кайль, Ю.Я. Умбрашко, А.Д. Соколов</i> .....	13
<b>Разработка аппаратуры радиационного контроля окружающей среды</b> <i>И.А. Крайнюков, В.В. Гостило, F.Vicinanza</i> .....	15
<b>Миниатюризация спектрометрической аппаратуры на основе ОЧГ детекторов</b> <i>О.И. Яковлев, В.Э. Малгин, А.Д. Соколов, В.В. Гостило</i> .....	17
<b>Применение сцинтилляционных материалов в аппаратуре радиационного контроля</b> <i>И.А. Крайнюков, Ф.В. Финкель, А. Д. Соколов</i> .....	19
<b>CdZnTe детекторы и устройства на их основе для различных применений: современное состояние</b> <i>В.И. Иванов, А.Е. Лучанский</i> .....	21
<b>Гармонизация требований международных и российских стандартов к приборам радиационной защиты</b> <i>К.Н. Нурлыбаев, Ю.Н. Мартынюк, А.К. Нурлыбаев, Н.В. Цой</i> .....	23
<b>Потоковые анализаторы элементного состава вещества на основе нейтронно-радиационного метода - основные характеристики и перспективы применения</b> <i>А.Ю. Бескrestнов, А.Б. Вишневкин, М.А. Гольцев, М.Н. Жуков, Ю.К. Колобов, А.И. Лайкин</i> .....	25
<b>Приборы и методы предэксплуатационного обследования района размещения АЭС на примере Белорусской АЭС</b> <i>Ал.А. Екидин, М.Е. Васянович, А.В. Васильев, М.Д. Пышкина, Е.И. Назаров, Ар.А. Екидин, Д.В. Шмаков, И.А. Капустин, И.А. Привалов, В.А. Кожемякин, А.О. Ничипорчук</i> .....	26
<b>Измерения спектра нейтронного излучения на рабочих местах объектов использования атомной энергии</b> <i>М.Д. Пышкина, А.В. Васильев, А.А. Екидин, Е.И. Назаров</i> .....	28
<b>Определение золота в рудах различного состава с применением инструментального нейтронно-активационного метода анализа</b> <i>И.В. Чикова, Д.В. Кабанов, Е.С. Доняева, Ю.В. Нестерова</i> .....	30
<b>Современное эталонное поверочное оборудование для градуировки дозиметрической аппаратуры</b> <i>В.Д. Гузов, В.Д. Зайцев, В.А. Кожемякин, Р.В. Лукашевич, В.А. Николаев, В.Л. Раскоша, К.Г. Сеньковский</i> .....	32
<b>Быстроразвертываемый радиационный порталный монитор с функцией категоризации природных и техногенных радионуклидов</b> <i>А.В. Антонов, И.А. Алексейчук, Е.В. Быстров, Е.А. Коновалов</i> .....	34
<b>Опыт применения кристалла SrI<sub>2</sub>(Eu) для создания блоков детектирования высокого разрешения</b> <i>А.В. Антонов, В.И. Антонов, В.А. Кожемякин, Д.И. Комар, А.О. Ничипорчук, А.Н.Толкачев</i> .....	37
<b>Поверочная дозиметрическая установка бета-излучения УДБ-АТ200</b> <i>Ю.А. Верхуша, В.Д. Гузов</i> .....	39

<b>Система контроля удельной активности радиоизотопа <math>^{131}\text{I}</math> в накопителях жидких радиоактивных отходов</b>	
<i>В.Д. Гузов, А.И. Жуковский, Е.А. Коновалов, А.О. Ничипорчук, В.А. Чирикало</i> .....	41
<b>Сигнализатор аварийный дозиметрический ДРГ-АТ2331 для систем аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции (САС СЦР)</b>	
<i>П.Н. Васильев, Д.Д. Дубатовка, В.А. Кожемякин, В.А. Николаев</i> .....	42
<b>Система радиационного контроля импульсного тормозного излучения линейных ускорителей электронов (СРК-ЛУЭ)</b>	
<i>И.А. Алексейчук, Е.В. Быстров, В.Н. Вороньков, В.А. Кожемякин, Р.В. Лукашевич, В.Н. Петров</i> .....	45
<b>Автоматизированный пост радиационного контроля для систем мониторинга окружающей среды</b>	
<i>Е.В. Быстров, П.Н. Васильев, Д.Д. Дубатовка, В.А. Кожемякин, П.В. Кучинский, А.Н. Новик</i> .....	46
<b>Комбинированные блоки детектирования альфа-, бета- и гамма-излучения на основе фосвич-детекторов</b>	
<i>А.В. Антонов, В.И. Антонов, А.Г. Барченко, Д.В. Горшков, Д.И. Комар, В.А. Кожемякин</i> .....	49
<b>Качества рентгеновского излучения эталонной поверочной установки УПР-АТ300 с малой мощностью дозы для исследования энергетической зависимости чувствительности сцинтилляционных блоков детектирования</b>	
<i>Р.В. Лукашевич, А.В. Новиченко, К.Г. Сеньковский</i> .....	51
<b>Особенности нового стандарта ISO 4037:2019 «Защита радиологическая. Эталонное рентгеновское и гамма-излучение для калибровки дозиметров и измерителей мощности дозы и определения их отклика как функции энергии фотона»</b>	
<i>Р.В. Лукашевич, К.Г. Сеньковский</i> .....	54
<b>Сравнение спектральных и дозиметрических характеристик полей гамма-излучения, формируемых на установке поверочной УДГ-АТ110 с различными типами коллиматоров</b>	
<i>В.Д. Гузов, Д.И. Комар, Р.В. Лукашевич</i> .....	55
<b>Исследование дозиметрических характеристик поля высокоэнергетического захватного гамма-излучения на установке поверочной нейтронного излучения УПН-АТ140</b>	
<i>В.Д. Гузов, Д.И. Комар, Р.В. Лукашевич</i> .....	56
<b>Методики выполнения измерений суммарных альфа- и бета-активностей на радиометрах типа РКС-АТ1329</b>	
<i>Д.В. Горшков, В.Д. Гузов, О.А. Нахайчук, А.О. Ничипорчук</i> .....	59
<b>Широкодиапазонные дозиметры гамма-излучения для жестких условий эксплуатации</b>	
<i>М.А. Богдан, А.Н. Боровков, Т.М. Карайкоза, А.И. Кукуев, Ю.Ф. Курдя</i> .....	61
<b>Расширение линейки интеллектуальных сцинтилляционных блоков детектирования на основе тканеэквивалентной пластмассы для использования в составе дозиметрической аппаратуры</b>	
<i>И.А. Алексейчук, В.Н. Вороньков, В.А. Кожемякин, Р.В. Лукашевич, В.И. Петров</i> .....	64
<b>Опыт разработки аппаратуры воздушной радиационной разведки</b>	
<i>В.А. Кожемякин</i> .....	66
<b>Анализ состояния современных детекторных систем для их использования в измерениях импульсных полей излучения</b>	
<i>А.И. Каракаш</i> .....	68
<b>Вторичные эталоны единицы активности радионуклидов на основе источников гамма-излучения типа ОСГИ</b>	

<i>Г.В. Жуков, И.В. Алексеев, С.М. Аршанский, А.В. Заневский, А.А. Колодка, С.В. Сэпман, Е.Е. Терещенко, С.Г. Трофимчук, Т.И. Шильникова, А.Б. Рогозов</i> .....	69
<b>Построение распределенной системы получения и обработки спектрометрической информации на базе по LsrnServer</b>	
<i>В.Н. Даниленко, Е.А. Ковальский, И.В. Кувькин, Р.А. Пономаренко</i> .....	72
<b>Сравнительное исследование точности анализа изотопного состава ядерных материалов с использованием программного обеспечения SpectraLine, MGA, MGAU и FRAM для целей инспекционного контроля в рамках ядерных гарантий МАГАТЭ</b>	
<i>В.П. Майоров, А.Н. Берлизов, И.В. Кувькин, В.Н. Даниленко, Е.А. Ковальский</i> .....	74
<b>Новые возможности NuclideMaster</b>	
<i>Н.С. Демина, И.В. Кувькин</i> .....	75
<b>Эмуляция накопления спектров от смеси короткоживущих радионуклидов в режиме реального времени с учётом цепочек радиоактивного распада для контроля разгерметизации твэлов</b>	
<i>Н.С. Демина, Е.А. Ковальский, И.В. Кувькин, Ю.В. Скубо, С.Ю. Федоровский</i> .....	76
<b>Определение элементного состава фосфорных руд с помощью метода меченых нейтронов</b>	
<i>В.А. Кременец</i> .....	78
<b>Использование метода меченых нейтронов для определения элементного состава марсианского грунта</b>	
<i>Ю.Н. Рогов</i> .....	79
<b>Ксеноновый гамма-спектрометр для сортировки радиоактивных отходов</b>	
<i>С.Е. Улин, А.С. Новиков, В.В. Дмитренко, К.Ф. Власик, З.М. Утешев, А.Е. Шустов, И.В. Чернышева</i> .....	80
<b>Создание незманирующихся точечных источников на основе радионуклида Ra-226 и измерение их активности спектрометрическим методом</b>	
<i>И.В. Алексеев, Г.В. Жуков, А.А. Колодка, С.В. Сэпман, Е.Е. Терещенко</i> .....	81
<b>Разработка альфа-бета радиометра</b>	
<i>А.А. Ломов</i> .....	83
<b>Семейство цифровых спектрометрических устройств</b>	
<i>С.М. Хвастунов</i> .....	84
<b>Обзор новых моделей паспортизаторов РАО</b>	
<i>А.В. Прохоров</i> .....	85
<b>Оценка возможности создания радиодиагностической аппаратуры на основе CdZnTe детекторов</b>	
<i>И.М. Газизов, В.Д. Гольшиев, А.А. Смирнов, О.В. Стрекаловский</i> .....	86
<b>Разработка и исследование копланарных CdZnTe детекторов для спектрометрии гамма-излучения</b>	
<i>И.М. Газизов, Е.А. Силаев, А.А. Смирнов</i> .....	90
<b>Сравнительные исследования характеристик дозиметров-радиометров, перспективных для применения в таможенном контроле за делящимися и радиоактивными материалами</b>	
<i>А.В. Борисенко, В.Н. Кустов, В.В. Темченко, Ю.В. Чубов</i> .....	92
<b>Гамма-спектрометрия высокого разрешения без использования жидкого азота</b>	
<i>И.В. Покровский</i> .....	97
<b>Системы спектрометрии для контроля радиационной обстановки и паспортизации РАО на основе сцинтилляционных и полупроводниковых детекторов высокого разрешения и детекторов из особо чистого германия (ОЧГ)</b>	
<i>Пономаренко А.В., Лебедева Т.Г., Лебедев С.В.</i> .....	99
<b>Портативные гамма-спектрометры ORTEC</b>	
<i>Д. Сакки</i> .....	102

<b>Detective-X – флагман линейки портативных гамма-спектрометров ORTEC</b>	
<i>Д. Сакки, С.В. Трофимук, Н.В. Ионов</i> .....	103
<b>IDM-200 – интегрированный промышленный гамма-спектрометр ОЧГ для решения разных задач гамма-спектрометрии</b>	
<i>С.В. Трофимук</i> .....	104
<b>Преимущества использования жидкостного сцинтилляционного спектрометрического альфа-бета радиометра Quantulus GCT при низкофоновых измерениях</b>	
<i>Н.В. Ионов</i> .....	105
<b>Индивидуальные прямопоказывающие дозиметры TRUDOSE</b>	
<i>Б.А. Дубков</i> .....	106
<b>Оборудование для контроля качества РФП</b>	
<i>С.С. Толстоухов</i> .....	107
<b>Особенности сервисного обслуживания высокотехнологичного оборудования импортного производства на территории РФ</b>	
<i>Н.В. Ионов, С.В. Трофимук</i> .....	108

## Алгоритм поиска и обнаружения слабых источников ионизирующих излучений

А. С. Шеин, Л. В. Викторов, Г.К. Кунцевич, В. Л. Петров

Уральский федеральный университет  
имени первого Президента России Б.Н.Ельцина

Разработанный алгоритм «Поиск» [1] предназначен для мобильных комплексов радиационного контроля (РК), выполняющих задачи поиска и обнаружения слабых источников ионизирующих излучений (ИИИ) и делящихся материалов (ДМ). Главное отличие алгоритма «Поиск» от применявшихся ранее алгоритмов обнаружения заключается в том, что уровень фона не требуется измерять заранее; конкретные значения среднего уровня фона определяются оперативно, в процессе непрерывной обработки результатов измерений при движении комплекса РК по маршруту поиска.

Разработанный алгоритм «Поиск» сводится к выполнению следующей последовательности операций.

Сразу после выезда на маршрут поиска:

- По сигналу «Старт» начинается измерение непрерывной аддитивной смеси «сигнал плюс фон»  $n(t)$  (ниже используем термин «вектор  $n(t)$ »).

- Синхронно с измерениями начинается обработка вектора  $n(t)$ .

Операции обработки вектора  $n(t)$  средствами ПО сводятся к следующим:

Средствами ПО сначала из вектора  $n(t)$  выделяется подинтервал № 1. Длительность подинтервала № 1 (времени экспозиции), как показывает анализ, должна быть  $t_{\text{ксп}} \geq 10t_e$ . ( $t_e$  – «эффективная» длительность полезного сигнала).

### 1. Первый этап обработки вектора $n_1(t)$

Результат измерений, полученный на первом подинтервале  $n_1(t)$ , пропускается через фильтр-сглаживатель типа «скользящее временное окно» с временем усреднения  $t_e$ . Эта операция необходима для введения в блок «Аппроксимация» первичных значений параметров обрабатываемого вектора

Алгоритм определения первичных значений параметров таков: после фильтрации «скользящим средним» выявляются участки с максимумами. Из них берется максимальный по абсолютной величине "всплеск вверх", ему и присваивается значение временного положения  $t_{m1}$  предполагаемого сигнала для первой итерации. Средний уровень фона для первой итерации  $b^*_{1}$  берется равным средней скорости счета по всему вектору  $n_1(t)$ . Амплитуда сигнала для первой итерации берется равной (или близкой) к порогу обнаружения с вероятностью 50 % ( $a^*_{o1} = a_{\min}$ ). В свою очередь, пороговое  $a_{\min}$  может быть вычислено по формуле (2) из [2], куда подставляется расчетное значение порога обнаружения  $q_p = 3,2$  [1, 2].

### 2. Второй этап обработки вектора $n_1(t)$

Результат измерения  $n_1(t)$  пропускается через блок «Аппроксимация»:

$$n_1(t) = \bar{b}_1 + k_{b1}t + a_1(t),$$

где  $a_1(t)$  - форма сигнала, описывается формулой (5) из [2].

Предварительно в блок «Аппроксимация» вводятся первичные значения

$\bar{b}^*_{1}$ ,  $a^*_{o1}$ ,  $t_{m1}$ , полученные на первом этапе обработки, п.1.1, (при этом  $k_{b1} = 0$ ).

После решения задачи «Аппроксимация» получаем: фактический (по результатам измерений и обработки) уровень фона  $\bar{b}_1$  для первого подинтервала, амплитуду  $a_{o1}$  и уточненное временное положение  $t_{m1}$  сигнала.

### 3. Третий этап обработки вектора $n_1(t)$

Решается задача обнаружения квазинеподвижного источника описанным в п.1.1 методом. Полученная достаточная статистика  $\eta$  сравнивается с порогом  $q_o$ . Очевидно, что в большинстве случаев  $\eta < q_o$ , т. е.  $\eta$  ниже порога – выполняется переход к следующим процедурам обработки.

Если  $\eta > q_o$ , то формируется информация «Есть», т. е. «Источник обнаружен».

### 4. Дальнейшие измерения и обработка

Параллельно с процедурой обработки вектора  $n_1(t)$  для подинтервала №1 продолжается измерение аналогичного вектора  $n_2(t)$  для подинтервала №2, длительность которого также равна  $t_{\text{эксп}}$ . По окончании подинтервала №2 вектор  $n_2(t)$  подвергается обработке, точно такой же, как описано выше в п.п.

Далее циклически повторяются действия по пп. 1–3 для подынтервалов №№ 3, 4, 5 и т. д., вплоть до завершения маршрута (до сигнала «Стоп»).

После нажатия кнопки «Стоп» в конечной точке маршрута алгоритм «Поиск» предусматривает полный перерасчет всего зарегистрированного вектора  $n(t)$  с новым значением  $t_{\text{сер}}$ .

Доработанный по сравнению с [2] алгоритм [1] «Поиск» является адаптивным, т.е. позволяет определить значение  $t_e$ , и тем самым определить расстояние до обнаруженного ИИИ. Алгоритм реализован в прикладном ПО комплексов РК «Соратник-01» и прошел всесторонние испытания при проведении радиационного контроля в различных условиях. Результаты испытаний соответствуют теоретически предсказанным.

Библиографические ссылки.

1. Пат. 2456638 Рос. Федерация.
2. Пат. 2242024 Рос. Федерация.

## НОВЫЕ РАЗРАБОТКИ В ОБЛАСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ИЗМЕРЕНИЙ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

**А.Б. Рогозов, Ю.А. Тычинкин, Э.А. Титов**  
**АО «РИТВЕРЦ»**

В настоящее время применение ионизирующего излучения в жизнедеятельности человека занимает всё больше места. И мы по мере возможности продолжаем расширять номенклатуру наших изделий в этой области.

Перспективным направлением является растущий интерес к изучению явления радиоактивности в учебных заведениях (школы, лицеи, обр. учреждения МЧС, МВД, МО...).

Нами были разработаны и реализованы несколько комплектов школьных источников альфа-, бета- и гамма-излучения (**Am241, Sr90, Co60**). Источники представляют собой прямоугольную стальную пластину размером 55\*26 мм, на которой размещены надежно защищенные активные части источников, закрытые титановой фольгой. Суммарная активность не превышает **10 кБк** (меньше МЗА), что позволяет их использовать без ограничений.

С другой стороны, конструкция получилась настолько универсальной, что данный тип может применяться для иных задач. К примеру, для проверки работоспособности дозиметрической и радиометрической аппаратуры.

С недавнего времени ужесточились требования по обязательной сертификации радионуклидной продукции, связанные с обеспечением безопасности в области использования атомной энергии (приказ РОСТЕХНАДЗОР № 277 от 21.07.2017 г.).

В связи с этим, значительно расширилась номенклатура как отечественных, так и импортируемых ЗРИ, подлежащих испытаниям на соответствие заявленным в тех. документации прочностным требованиям.

Мы решили эту проблему, аккредитовав в РОСАТОМ Испытательную Лабораторию, в рамках которой были разработаны и реализованы способы проведения испытаний практически на весь спектр требований ГОСТ Р 52241 (ИСО 2919) и ГОСТ Р 51919 (ИСО 9978).

Из последних разработок можно отметить "Установку для испытания на утечку закрытых радионуклидных источников с криптоном-85», предназначенную для проверки герметичности ЗРнИ. Установка позволяет выдерживать в герметичной камере испытываемый источник в течение 24 ч., собирать вышедший из него, в случае его негерметичности, газообразный криптон-85 в измерительную кювету, и далее измерять активность измерительной кюветы на сцинтилляционном гамма-спектрометре.

Наше предприятие постоянно работает над улучшением качества выпускаемой продукции. Примером могу служить хорошо известные

источники типа ОСГИ-Р. Новая разработка получила аббревиатуру **ОСГИ-РТ**, конструктив остался прежним: диаметр 25 мм, высота 3мм, активное пятно не более 3 мм. Но благодаря улучшенной технологии изготовления удалось **увеличить классы прочности - С35242** вместо С35141 и **срок службы некоторых р/нуклидов: Mn54, Co57, Zn65, Cd109, Gd153 - 5 лет** вместо 4.

Так же на базе источников **ОСГИ-РТ** совместно с ВНИИМ имени Менделеева были созданы **комплекты вторичных эталонов (рабочие эталоны 0-го разряда)**.

На данный момент в метрологической практике находят применение вторичные эталоны единицы активности радионуклидов в виде источников альфа- и бета-излучений типа СО и П9. Однако, вторичные эталоны для радионуклидных источников фотонного излучения в конструктиве источника типа ОСГИ отсутствуют. Мы постарались закрыть этот пробел.

Предлагаемая продукция – это комплекты источников типа **ОСГИ-РТ**, изготовленных на основе **восьми радионуклидов: Mn-54, Co-60, Y-88, Ba-133, Cs-137, Eu-152, Th-228, Am-241** с активностью от 10 до 100 кБк, в которых суммарное СКО результата измерений активности основного радионуклида не выходит за пределы  $\pm 1,5\%$ .

Создание комплекта вторичных эталонов единицы активности (рабочие эталоны 0-го разряда) радионуклидов в конструктиве ОСГИ ориентировано на использование в национальных метрологических институтах, региональных центрах метрологии, метрологических лабораториях организаций, осуществляющих деятельность в области измерений ионизирующего излучения.

Результаты измерений активности радионуклидов в источниках будут иметь прослеживаемость к государственному первичному эталону ГЭТ 6-2016. В РФ это будут единственные источники типа ОСГИ, имеющие метрологические характеристики, соответствующие вторичному эталону единицы активности радионуклидов.

## РЕКОНСТРУКЦИЯ ДОЗЫ НЕЙТРОНОВ ПО ПОКАЗАНИЯМ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ДОЗИМЕТРОВ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

*А.Г.Алексеев, «НИЦ Курчатовский институт»-ИФВЭ, г. Протвино  
А.Г.Цовьянов, ФМБЦ им. А.И.Бурназяна ФМБА России, г. Москва*

В практике индивидуально дозиметрического контроля возникают ситуации, когда нужно получить корректную информацию об индивидуальной дозе персонала (нейтронного излучения и гамма-излучения) при отсутствии индивидуальных дозиметров нейтронов, но персонал при этом имел индивидуальные дозиметры гамма излучения. На примере двух ситуаций рассмотрена методология такой оценки и возможные погрешности.

Первая ситуация: работы при пуске 2-го энергоблока Ростовской АЭС. Персонал выполнял измерения у двери (двойная дверь) в подреакторное пространство. Персонал имел индивидуальные дозиметры ДТЛ-01 с ТЛД ДТГ- и электронные прямопоказывающие дозиметры. В связи с тем, что одна из двух дверей не было закрыта, уровень радиации был на порядок выше, чем прогнозировалось. По показаниям электронных дозиметров учитывалась доза нейтронов, по показаниям ДТЛ-01 – доза гамма-излучения. Было зафиксировано превышение контрольных уровней суммарной дозы (гамма и нейтронов). Выполненные исследования условий облучения показали, что основной вклад в дозу (более 90%) дают нейтроны. Причина того, что основной вклад в дозу нейтроны: геометрия формирования радиационного поля: коридор с бетонными стенами и толстая стальная защита (порядка 30 см-дверь). ТЛД ДТГ-4 (состав – естественный изотопный состав LiF) имеют повышенную чувствительность к нейтронам (наличие изотопа  ${}^6\text{Li}$ ), что приводит к некорректному измерению дозы гамма-излучения. Было выполнено облучение используемых индивидуальных дозиметров на фантоме в данном поле излучения и получены поправочные и калибровочные коэффициенты для данных условий облучения [1].

Вторая ситуация: радиационный инцидент 23.09.2016 на стенде АО «ОКБМ Африкантов» [2]. Геометрия (с точки зрения формирования поля нейтронного и гамма-излучения была близка к геометрии первого случая: бетонная шахта; между источником и персоналом примерно 2,5м воды и 20 см стальной защиты. Были выполнены модельные расчеты спектра нейтронов и гамма-излучения для такой геометрии по программе MCNPX. Наличие стальной защиты резко уменьшило вклад в дозу гамма-излучения. Расчеты показали, что отношение кермы (поглощенной дозы) гамма-излучения и нейтронного излучения не выше 0,26. Для условий ситуации на Ростовской АЭС это соотношение составляло 0,55 (при соотношении мощности амбиентного эквивалента дозы гамма и нейтронного излучения 0,037). Персонал имел индивидуальные дозиметры гамма-излучения ДТУ-01 с ТЛД

ДТГ-4. Т.е. ситуация аналогичная первому случаю. На основе расчетов спектров нейтронов и результатов измерений наведенной активности в крови по изотопу  $^{24}\text{Na}$  на установке СИЧ, была сделана оценка дозы нейтронов. При расчете учитывались данные разных рекомендаций. Верхняя оценка и нижняя оценка поглощенной дозы нейтронов по активности  $^{24}\text{Na}$  отличалась в 3...4 раза. С учетом экспериментально полученной калибровки в условиях Ростовской АЭС была сделана оценка поглощенной дозы на основе показаний ТЛД индивидуальных дозиметров. Полученная оценка оказалась близка к нижней оценке по активности  $^{24}\text{Na}$ .

Основные выводы из выполненного анализа.

При наличии (даже гипотетической) вероятности облучения персонала нейтронным излучением, необходимо обеспечивать персонал индивидуальными нейтронными дозиметрами.

Оценка дозы нейтронов по величине дозы от гамма-излучения несет большую неопределенность.

Не рекомендуется использовать индивидуальные гамма-дозиметры, обладающие чувствительностью к нейтронам, если существует (даже гипотетическая) возможность облучения нейтронным излучением.

Ссылки:

1. «Отчет по проверке эффективности биологической защиты реакторной установки при пуске 2-го энергоблока Ростовской АЭС». ГНЦ ИФВЭ, г. Протвино, 2010 г.

2. «Отделались легким испугом» «Страна Росатом» № 37 2016г.  
<http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=7043>.  
<http://www.myshared.ru/slide/1381316/>

## РАЗРАБОТКА МОНИТОРОВ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА ОСНОВЕ ОЧГ СПЕКТРОМЕТРОВ

**О.И. Яковлев, А.Ю. Кайль, Ю.Я. Умбрашко, А.Д. Соколов**

*Baltic Scientific Instruments, Рига, Латвия*

Вывод из эксплуатации и демонтаж ядерно-энергетических установок увеличивают количество радиоактивных отходов (РАО), которые должны быть переработаны в соответствии с существующими стандартами. РАО следует характеризовать в соответствии с его физическими, химическими и радиационными свойствами, чтобы можно было выбрать наиболее безопасный и экономически эффективный вариант для обработки отходов. В настоящей статье демонстрируются результаты разработки оборудования компании Baltic Scientific Instruments для определения характеристик РАО на основе ОЧГ детекторов.

В зависимости от типа задач, РАО монитор может быть выполнен стационарного или мобильного типа, а также внедрён в отдельную систему, например конвейерную линию (Рис.1). Охлаждение ОЧГ детектора обеспечивается жидким азотом или электромашинным охладителем. Бочки различных конфигураций (200-400л) применяются в качестве контейнеров для РАО и других материалов (твёрдых, сыпучих и жидких). Монитор РАО оснащен возможностью вертикального перемещения и вращения бочки, а также оснащен датчиком положения и весовым сенсором. Измерение активности радионуклидов с гамма-излучением производится в диапазоне от 100 до 2000 кэВ. ОЧГ детектор, как правило 30–50% эффективности регистрации, защищен от рассеивающего излучения с помощью свинцового экрана толщиной 100 мм и оснащен коллиматором, работа которого полностью автоматизирована.

В начале цикла измерения программное обеспечение проводит оценку мощности дозы и предоставляет рекомендации для правильного позиционирования бочки относительно детектора или настройки коллиматора. На втором этапе программа определяет необходимое время экспозиции, получает и сохраняет спектр. На последнем этапе программное обеспечение автоматически обрабатывает полученный спектр, идентифицирует радионуклиды и рассчитывает их активность.

Помимо стационарных мониторов, широкое применение находят мобильные мониторы радиоактивных загрязнений, разработанные для характеристики единичных радиоактивных объектов произвольной формы. Они могут использоваться также для мониторинга помещений и территорий. ОЧГ детектор, обычно с эффективностью регистрации 10–20%, охлаждаемый жидким азотом (24, 48 или 72 часа) или электромашинным охладителем, может вращаться в любом пространственном направлении с дискретностью 15°. Для коллимации детектора от мешающих излучений спектрометр оснащен модульной свинцовой защитой толщиной 25 или 50 мм с тыльной защитой и набором сменных коллиматоров, обеспечивающих нужный угол обзора. Для определения расстояния до объекта измерений и визуального указания центра излучающей поверхности, от которой гамма-кванты регистрируются детектором, монитор оснащен лазерным дальномером. Предусмотрено дистанционное управление процессом измерения по кабельной и/или беспроводной связи для снижения дозовых нагрузок персонала. Для облегчения его транспортировки по территории предприятия и различным производственным помещениям монитор собран на мобильной тележке с возможностью моторизации.

### **Литература**

А.Д. Соколов, Ф.В. Финкель, А.Ю. Кайль, В.В. Гостило. Мониторы радиоактивных отходов на основе ОЧГ детекторов. АНРИ, N2 (97), 2019.

## РАЗРАБОТКА АППАРАТУРЫ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

**И.А. Крайнюков<sup>1</sup>, F.Vicinanza<sup>2</sup>, В.В. Гостило<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>*Baltic Scientific Instruments, Рига, Латвия*

<sup>2</sup>*Meatecs Europe, Рига, Латвия*

Во время испытаний ядерного оружия (Невада, Новая Земля, Моруроа, Семипалатинск), в результате техногенных катастроф на объектах атомной энергетики (Чернобыль, Фукусима), при добыче урана и других минералов, содержащих радиоактивные элементы, в атмосферу Земли могут выбрасываться значительные количества радиоактивных элементов. Соединяясь в атмосфере с различными газами в аэрозольные соединения, радиоактивные элементы могут длительное время (до двух лет) вращаться в атмосфере вокруг планеты, выпадая произвольным образом на поверхность Земли в зависимости от атмосферных условий. Для раннего обнаружения подобных радиоактивных загрязнений в атмосфере и оперативной оценки возникающих угроз необходимы прецизионные системы контроля окружающей среды.

Представлены результаты разработки комплекса прецизионной аппаратуры радиационного контроля окружающей среды, включающего:

- а) автоматизированный монитор аэрозолей для обнаружения альфа-, бета и гамма-излучающих радионуклидов - AMRA;
- б) автоматизированный монитор газов для обнаружения радиоизотопов йода – AMGRI;
- в) мобильный автоматизированный монитор аэрозолей для обнаружения альфа- и бета- излучающих радионуклидов - QDU;
- д) монитор радиоактивного загрязнения водной среды WaterSpec.

Контроль гамма-излучающих нуклидов в мониторах осуществляется спектрометрами на основе современных сцинтилляционных детекторов, контроль альфа- и бета-нуклидов – спектрометрами на основе кремниевых пассивированных детекторов. Для разработанной аппаратуры анализируются преимущества и недостатки, представлены пределы обнаружения по измеряемым радионуклидам, точность их определения, другие метрологические характеристики.

Разработанные мониторы являются основой для создания систем раннего оповещения. Представлены конфигурация и состав разработанной и введенной в строй системы раннего оповещения в Сингапуре, контролирующей радиоактивные загрязнения не только атмосферы, но и

водной акватории порта. На примере моделирования системы оповещения для Казахстана продемонстрирована привязка структуры системы оповещения к реальным источникам радиационных угроз, находящимся на контролируемой территории.

## МИНИАТЮРИЗАЦИЯ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОЙ АППАРАТУРЫ НА ОСНОВЕ ОЧГ ДЕТЕКТОРОВ

О.И. Яковлев, В.Э. Малгин, А.Д. Соколов, В.В. Гостило

*Baltic Scientific Instruments, Рига, Латвия*

ОЧГ детекторы уже на протяжении нескольких десятилетий являются бесспорными лидерами среди всех типов гамма детекторов по своим спектрометрическим характеристикам. Однако, для обеспечения великолепных характеристик ОЧГ кристаллы должны быть охлаждены до криогенных температур (80-100К). Для достижения этих целей долгие годы применялся только жидкий азот, для хранения которого используются сосуды Дьюара, определяющие массогабаритные характеристики стационарных гамма спектрометров.

Рассматриваются конструктивные и технологические аспекты миниатюризации систем охлаждения ОЧГ детекторов жидким азотом. Приводятся эксплуатационные и массогабаритные характеристики портативных блоков детектирования различного уровня миниатюризации для задач таможенного контроля и мониторинга окружающей среды.

Другим направлением миниатюризации аппаратуры на основе ОЧГ детекторов является применение систем охлаждения на основе электромашинных охладителей, что избавляет от необходимости применения жидкого азота и открывает новые возможности для аппаратуры на основе ОЧГ детекторов. Представлены гамма-спектрометры с использованием ЭМО для лабораторного и полевого применения. Внедрение ЭМО в состав ОЧГ БД вносит ряд дополнительных требований по потребляемой мощности аппаратуры, что в свою очередь требует применение аккумуляторов большей мощности и применения дополнительных электрических компонентов. Это значительно увеличивает массогабаритные характеристики аппаратуры с электромашинными охладителями и в ряде задач делает применение аппаратуры с миниатюрными сосудами Дьюара более предпочтительными.

Представлены результаты разработки малогабаритных спектрометров на основе ОЧГ детекторов для задач мониторинга территорий с использованием беспилотных летательных аппаратов [1]. Анализируются преимущества и недостатки двух систем охлаждения ОЧГ детекторов. Представлены характеристики миниатюрных ОЧГ спектрометров для применения на космических аппаратах, где применение миниатюрных электромашинных охладителей является единственно возможным способом охлаждения ОЧГ детектора [2,3].

### **Литература**

- [1]. O.Jakovlevs, A. Pchelintsev, V. Malgin, A. Sokolov, V. Gostilo. Development of miniaturized HPGe spectrometers for unmanned aerial vehicles. JINST, Vol. 13, June 2018.
- [2]. A.Pchelincev, A.Loupilov, R.Nurgaleev, O.Jakovlevs, A.Sokolov, V.Gostilo, A.Owens. A miniature compact HPGe gamma-spectrometer for space applications. JINST, Vol.12, May 2017.
- [3]. V. Kondratjev, A. Pchelintsev, O. Jakovlevs, A. Sokolov, V. Gostilo, A. Owens. Performance of a Miniature Mechanically Cooled HPGe Gamma-Spectrometer for Space Applications. JINST, Vol.13, January 2018.

## ПРИМЕНЕНИЕ НОВЫХ СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ В АППАРАТУРЕ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ

И.А. Крайнюков, Ф.В. Финкель, А. Д. Соколов  
*Baltic Scientific Instruments, Riga, Latvia*

Появление на рынке новых сцинтилляционных кристаллов с улучшенным энергетическим разрешением сделало возможным решение некоторых спектрометрических задач с помощью гамма-спектрометрической аппаратуры на их основе.

Представлены результаты разработки спектрометрической и радиометрической аппаратуры с применением сцинтилляционных кристаллов  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ ,  $\text{SrI}_2(\text{Eu})$  и  $\text{CeBr}_3$ , анализируются преимущества и недостатки аппаратуры, связанные с особенностями сцинтилляционных материалов. Вся представленная аппаратура содержит сцинтилляционные кристаллы различных размеров, изготовленные компаниями Saint Gobain ( $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$ ), CapeSym ( $\text{SrI}_2(\text{Eu})$ ) и Scionix ( $\text{CeBr}_3$ ), а также фотоумножители (R6233, R6231) производства Hamamatsu. В зависимости от размера и качества конкретных кристаллов, разработанная аппаратура на основе  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$  и  $\text{SrI}_2(\text{Eu})$  обеспечивает энергетическое разрешение 2,9% - 3,5%, а на основе  $\text{CeBr}_3$  – 4.0% - 4.3% на линии 662 кэВ, что типично для новых сцинтилляционных материалов. Особое внимание уделяется стабилизации характеристик спектрометров в широком температурном диапазоне [1].

Особое значение придается улучшению характеристик серийных лабораторных спектрометров-радиометров ТРИО [2] для определения радиационных загрязнений в объектах окружающей среды, а также специальной аппаратуры для мониторинга:

- отработанного ядерного топлива в бассейнах выдержки;
- радиоактивных загрязнений в водных бассейнах;
- радиоактивных аэрозолей в атмосфере;
- загрязнённых радионуклидами территорий для их гамма-картирования [2].

Список литературы:

1. F.Finkel, I. Krajnukovs, V.Litvinsky, V.Gostilo. Performance Stabilisation of Scintillation Spectrometer for Aerosol Monitors. Nuclear Technology & Radiation Protection, Vol.XXXIV, No.1 (March 2019) in press.
2. Спектрометр-радиометр гамма, бета и альфа-излучения ТРИО. <http://bsi.lv/ru/products/scintillation-detectors-spectrome/gamma-beta-and-alpha-spectrometer-radiometer/>
3. F.Finkel, I.Krajnukov, V.Gostilo. Application of  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$  Detectors in a Mobile Spectrometric System. Nuclear Science Symposium, Medical Imaging

Conference and Room-Temperature Semiconductor Detector Workshop  
(NSS/MIC/RTSD), 2016. Electronic ISBN: 978-1-5090-1642-6/ DOI:  
10.1109/NSSMIC.2016.8069694.

# **CdZnTe ДЕТЕКТОРЫ И УСТРОЙСТВА НА ИХ ОСНОВЕ ДЛЯ РАЗЛИЧНЫХ ПРИМЕНЕНИЙ: СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ**

**В. И. Иванов, А. Е. Лучанский**

*ZRF RITEC SIA, Рига, Латвия*

Детекторы ядерных излучений различной конструкции и размеров из широкозонного полупроводникового материала CdZnTe (CZT) и устройства на их основе уже достаточно давно и успешно используются для решения различных задач. Благодаря своим отличительным характеристикам таким как, высокая эффективность регистрации, хорошее энергетическое разрешение при комнатных температурах, небольшие размер и вес, детекторы хорошо подходят для компактных, носимых систем для регистрации, анализа и визуализации полей гамма-излучений. Область применения таких детекторов широка. Например, они могут использоваться в медицине для интраоперационного обнаружения радиоактивных изотопов в организме человека, в атомной энергетике для контроля облученного ядерного топлива на АЭС и контроля радиоактивных отходов, в экологии при техногенных катастрофах, на таможне для контроля перемещения радиоактивных материалов.

В докладе представлены характеристики на разработанные и выпускаемые компанией RITEC детекторы, блоки детектирования и микроспектрометры гамма-излучения на основе CZT. Это, в первую очередь, миниатюрные блоки детектирования типа SDP310 с детекторами объемом от 0.5 мм<sup>3</sup> до 60 мм<sup>3</sup>, предназначенные для использования в сильных радиационных полях и блоки детектирования с увеличенной чувствительностью регистрации гамма-излучения типа SDP500, SDP1500 и SDP4000 с детекторами 500 мм<sup>3</sup>, 1600 мм<sup>3</sup> и 4000 мм<sup>3</sup> соответственно. На основе применения высококачественных спектрометрических квази-полусферических CZT детекторов и многоканального анализатора MCA527micro (GBS-Elektronik GmbH) разработан цифровой микроспектрометр  $\mu$ SPEC. Он обеспечивает измерение спектров гамма-излучения и их передачу на ПК для сохранения и последующей обработки. Это самодостаточное, очень компактное устройство. Отличительной особенностью микроспектрометров  $\mu$ SPEC является возможность использования сменных модулей детектирования с CZT детекторами объемом 60 мм<sup>3</sup>, 500 мм<sup>3</sup> и 1500 мм<sup>3</sup>, что отличает его от подобных изделий других производителей. В микроспектрометре с несменяемым детектирующим

модулем  $\mu$ SPEC4000 установлен CZT детектор повышенной чувствительности объемом 4000 мм<sup>3</sup>, при этом достигается энергетическое разрешение около 2-3% по линии 662 кэВ.

Обсуждаются возможности и недостатки указанных выше устройств. Приведены результаты исследований по улучшению эксплуатационных характеристик детекторов. Показано, что использование инфракрасной (ИК) подсветки позволяет улучшить энергетическое разрешение детекторов, расширить диапазон рабочих температур, а также обеспечить работоспособность детекторов, работающих в сильных полях гамма-излучения.

Для повышения эффективности регистрации рентгеновского и гамма-излучения предложен способ, основанный на объединении нескольких серийных микроспектрометров в кластер и суммировании сигналов с их выходов. Энергетическое разрешение в суммарном спектре кластерного спектрометра (при надлежащей настройке) будет лежать между наилучшим и наихудшим энергетическим разрешением спектрометров, составляющих кластер. В кластер несколько серийных микроспектрометров объединяются с помощью специального держателя, представляющим собой USB Hub. Для сбора, обработки и суммирования полученных спектров коллегами из компании GBS-Elektronik GmbH была разработана специальная программа WinSPECx16. Эта программа позволяет управлять до 16 одновременно работающих микроспектрометров, проводить настройку амплитуд выходных сигналов и проводить суммирование получаемых от них спектров. Представлены результаты измерений с кластерами из 4 микроспектрометров  $\mu$ SPEC1500 с суммарным объемом CZT детекторов 6.4 см<sup>3</sup> и 16 микроспектрометров  $\mu$ SPEC1500 с суммарным объемом CZT детекторов 25.6 см<sup>3</sup>.

# ГАРМОНИЗАЦИЯ ТРЕБОВАНИЙ МЕЖДУНАРОДНЫХ И РОССИЙСКИХ СТАНДАРТОВ К ПРИБОРАМ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

**Нурлыбаев Кубейсин, Мартынюк Юрий Николаевич,  
Нурлыбаев Алексей Кубейсинович, Цой Наталья Владимировна**

*ООО НПП «Доза», Россия, Москва*

Международные стандарты по приборам радиационной защиты разрабатываются Международной электротехнической комиссией (МЭК) и Международной организацией по стандартизации (ИСО).

В международных стандартах приведены требования к техническим характеристикам приборов, методы испытаний на соответствие этим требованиям и алгоритмы интерпретации результатов этих испытаний, а также введены отсутствующие в российских стандартах параметры приборов, важные с точки зрения обеспечения безопасности. В них собран мировой опыт эксплуатации приборов радиационной защиты. Поэтому разработка стандартов Российской Федерации на базе международных стандартов обеспечит гармонизацию международных и российских требований к приборам радиационной защиты для выполнения обязательств Госкорпорации «Росатом» по зарубежным контрактам, позволит разрабатывать приборы, соответствующие международным требованиям.

Существуют проблемы, препятствующие введению требований международных стандартов в российскую практику. В первую очередь это наличие в них физических, операционных и нормируемых величин в дозиметрии, определения которых, соотношения между которыми и проблемы их применения не описаны в стандартах. Для решения этой проблемы необходим стандарт «Приборы радиационной защиты. Общие положения». Острой проблемой является различие в терминологии, применяемой в международных и в национальных стандартах по приборам радиационной защиты, для разрешения которой нужен стандарт «Приборы радиационной защиты. Термины и определения». Присутствует противоречие в методиках обработки результатов измерения между национальными стандартами, оперирующими понятием «погрешность» для оценки качества измерения, и международными, использующими для этой цели понятие «неопределенность». Для снятия этого противоречия нужен стандарт «Приборы радиационной защиты. Обработка результатов измерений».

К настоящему времени идея гармонизации требований международных и российских стандартов к приборам радиационной защиты поддерживается Госкорпорацией «Росатом» и стандарты, необходимые для ее реализации, внесены в программу разработки стандартов Госкорпорации.

**ПОТОКОВЫЕ АНАЛИЗАТОРЫ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА  
ВЕЩЕСТВА НА ОСНОВЕ НЕЙТРОННО-РАДИАЦИОННОГО  
МЕТОДА. ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ И ПЕРСПЕКТИВЫ  
ПРИМЕНЕНИЯ.**

**Бескrestнов А.Ю., Вишневкин А.Б., Гольцев М.А., Жуков М.Н.,  
Колобов Ю.К., Лайкин А.И.**

*ОАО "НТЦ "РАТЭК", Санкт-Петербург*

В докладе представлены принцип работы потоковых анализаторов элементного состава вещества и их основные характеристики. Сделан обзор существующих анализаторов, созданных разными фирмами. Описан опыт применения потокового анализатора АСЦС-1000 и рассмотрены перспективы его использования в различных отраслях промышленности.

## ПРИБОРЫ И МЕТОДЫ ПРЕДЭКСПЛУАТАЦИОННОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ РАЙОНА РАЗМЕЩЕНИЯ АЭС НА ПРИМЕРЕ БЕЛОРУССКОЙ АЭС

**Ал.А.Екидин, М.Е.Васянович, - ООО "АЭБ "Альфа-Х91", г.Екатеринбург;  
А.В.Васильев, М.Д.Пышкина - ИПЭ УрО РАН, г.Екатеринбург;  
Е.И.Назаров, Ар.А Екидин - УрФУ, ФТИ, г.Екатеринбург;  
Д.В.Шмаков - НПО "Энергия и Экология", г.Снежинск;  
И.А.Капустин, И.А.Привалов - ООО "НПЦ "Электроспиннинг", г.Москва;  
В.А.Кожемякин, А.О.Ничипорчук - УП "Атомтех", г.Минск, РБ**

Радиоактивные вещества природного и антропогенного происхождения встречаются на каждом участке планеты Земля. Все участки земной поверхности отличаются как радионуклидным составом, так и количеством радиоактивного вещества. Для предупреждения ошибочной интерпретации данных радиационного мониторинга при нормальной эксплуатации АЭС целесообразно проведение предэксплуатационных исследований «фоновых» радиационных уровней для последующего определения воздействия объекта на окружающую среду [1, 2].

Предэксплуатационное обследование должно включать в себя полевые работы, лабораторный анализ и камеральную обработку результатов. При выборе приборов и методов для проведения «фоновых» радиационных исследований необходимо учитывать:

- присутствие природных радионуклидов ( $^{40}\text{K}$ , *цепочки распада изотопов урана и тория, космогенные радионуклиды, включая  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$* );
- возможность остаточного загрязнения в результате прошлой практики, аварий или глобальных выпадений после испытаний ядерного оружия (*прежде всего  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ , а также  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$* );
- ожидаемые к поступлению в окружающую среду радионуклиды (без учета ИРГ) при нормальной эксплуатации АЭС с РУ ВВЭР (*прежде всего  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ , а также  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{131}\text{I}$* ) – разрешенные сбросы и выбросы радионуклидов, не создающие дозу выше установленной квоты облучения [3-6];
- возможные пути поступления радионуклидов в окружающую среду при нормальной эксплуатации АЭС.

В процессе проведения полевого этапа экспедиции произведена пешеходная гамма-спектрометрическая съемка в 158 точках вокруг периметра

площадки Белорусской АЭС, в 62 точках вдоль береговой линии реки Виляя. В контрольном участке реки Виляя (ниже устья реки Полпе), на участках реки Виляя ниже водозабора и ниже сброса пром.-ливневой канализации измерена удельная активность донных отложений (33 точки) и воды (4 точки). Измерения дополнены автомобильной гамма-съёмкой (951 точка), что позволило расширить площадь обследования. Выполнен отбор проб растительности, воздуха, воды, почвы с целью определения удельной активности радионуклидов.

Лабораторные исследования и камеральная обработка отобранных проб позволяет получить оценку радиэкологического состояния окружающей среды в районе строительства АЭС.

## **Литература**

- [1] Мониторинг окружающей среды и источников для целей радиационной защиты. Серия норм безопасности МАГАТЭ, № RS-G-1.8. ВЕНА, 2016.
- [2] Regulatory control of radioactive discharges to the environment. IAEA Safety Standards Series No. GSG-9. VIENNA, 2018.
- [3] INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Environmental Impact of Stressors. IAEA Nuclear Energy Series. No. NG-T-3.15. VIENNA, 2016.
- [4] M.Vasyanovich, A.Vasilyev, A.Ekidin, I.Kapustin, A.Kryshev. Special monitoring results for determination of radionuclide composition of Russian NPP atmospheric releases / Nuclear Engineering and Technology Volume 51, Issue 4, July 2019, P. 1176-1179.
- [5] M.E.Vasyanovich, A.A.Ekidin, A.V.Vasilyev, A.I.Kryshev, T.G.Sazykina, I.V.Kosykh, I.A.Kapustin. Determination of radionuclide composition of the Russian NPPs atmospheric releases and dose assessment to population / Journal of Environmental Radioactivity, Volumes 208–209, 2019, 106006.
- [6] Екидин А.А., Жуковский М.В., Васянович М.Е. Идентификация основных дозообразующих радионуклидов в выбросах АЭС / Атомная энергия. 2016. Т. 120. № 2. С. 106-108.

# ИЗМЕРЕНИЯ СПЕКТРА НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА РАБОЧИХ МЕСТАХ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

М.Д. Пышкина, А.В. Васильев, А.А. Екидин, Е.И. Назаров

*ИПЭ УрО РАН, г. Екатеринбург, РФ.*

Измерения нейтронного излучения со случайной формой спектров представляют значительный интерес для мониторинга основных технологических процессов на всех этапах жизненного цикла ядерных установок, разработки экспериментальных исследований в области ядерной физики и индивидуальной дозиметрии. Наиболее сложной проблемой в области индивидуальной дозиметрии является проведение персонального дозиметрического контроля облучения нейтронным излучением на объектах использования атомной энергии. За биологической защитой объектов использования атомной энергии нейтроны имеют широкий энергетический диапазон - от 0,025 эВ до нескольких ГэВ. Энергетическая зависимость чувствительности индивидуальных дозиметров имеет существенное отличие от индивидуального эквивалента дозы,  $H_p(10)$ . Показания отдельных дозиметров могут радикально отличаться от фактических значений эффективной дозы нейтронов [1, 2]. Правильная оценка дозы нейтронов может быть рассчитана для уже известного спектра путем его свертки с амбиентным эквивалентом дозы  $H^*(10)$ . Поэтому сбор информации о распределении энергии нейтронов на рабочих местах на объектах использования атомной энергии является актуальной проблемой.

Широко применяется спектрометр Боннера с активными ( ${}^6\text{LiI}$  - сцинтиллятор,  ${}^3\text{He}$  - пропорциональный счетчик) или пассивными (In, Au - фольга) детекторами тепловых нейтронов. Его преимущества перед другими типами спектрометров - высокая чувствительность и широкий диапазон измерений энергии нейтронов (от тепловых до десятков МэВ). Основным недостатком такого спектрометра является то, что восстановление нейтронного спектра по экспериментальным данным является математически некорректной задачей и требует специальных методов решения, используемых в специализированных программах. Существующие

компьютерные программы для восстановления (деконволюции или развертывания) спектра требуют использования дополнительной априорной информации о форме спектра. Самым новым из них является FRUIT 6. Для разработки FRUIT 6 использовались данные конкретных ядерно-физических объектов. Отличительной особенностью программы является то, что спектр задается математической моделью в виде линейной суперпозиции спектра тепловых нейтронов  $\varphi_{th}(E)$ , спектра эпитепловых нейтронов  $\varphi_{epi}(E)$ , спектра быстрых нейтронов  $\varphi_f(E)$  и спектр нейтронов высоких энергий  $\varphi_{hi}(E)$ . Кроме того, форма спектра может быть получена с помощью расчетов. Такое моделирование спектра для определенных источников и условий их размещения может проводиться с помощью таких программ, как MCNP, GEANT4, FLUKA и других, на основе метода Монте-Карло.

Основной целью данной работы является получение нейтронных спектров на рабочих местах персонала. Первичные данные для восстановления нейтронного спектра были получены с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117М с 12 сферами-замедлителями на территории объектов использования атомной энергии. Детекторная система состоит из активного нейтронного детектора на основе  $^3\text{He}$  - пропорционального счетчика и набора полиэтиленовых сфер-замедлителей с различными диаметрами [3]. Спектры были реконструированы с помощью улучшенного алгоритма FRUIT 6. На основании полученных спектров на рабочих местах были рассчитаны поправочные коэффициенты для различных типов индивидуальных нейтронных дозиметров, используемых на рабочих местах на объектах использования атомной энергии.

### Литература

- [1] Пышкина М.Д., Никитенко В.О., Жуковский М.В., Екидин А.А. Неопределенность результатов измерений индивидуальных дозиметров нейтронного излучения на рабочих местах / АНРИ. 2018. Т. 95. № 4. С. 15-23.
- [2] Никитенко В.О., Пышкина М.Д., Екидин А.А. Индивидуальная дозиметрия нейтронов / Экологическая, промышленная и энергетическая безопасность - 2018. 2018. С. 889-893
- [3] Pyshkina M.D., Vasilyev A.V., Ekidin A.A., Zhukovsky M.V. Development and testing of a neutron radiation spectrometer in fields of radionuclide sources / AIP Conference proceedings. (in print)

# ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЗОЛОТА В РУДАХ РАЗЛИЧНОГО СОСТАВА С ПРИМЕНЕНИЕМ ИНСТРУМЕНТАЛЬНОГО НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОГО МЕТОДА АНАЛИЗА

**Чикова И.В., Кабанов Д.В., Доняева Е.С., Нестерова Ю.В.**

*Томский политехнический университет, 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30  
e-mail: lab31radcontrol@rambler.ru, shiva@tpu.ru*

На базе Томского политехнического университета создана и ведет свою деятельность Научная лаборатория изотопного анализа и технологий (аттестат аккредитации № RA.RU.21АБ27). Лаборатория расположена на территории Учебно-научного центра «Исследовательский ядерный реактор» Инженерной школы ядерных технологий ТПУ.

Одним из основных направлений деятельности лаборатории является определение микроэлементов в объектах природной среды с использованием инструментального нейтронно-активационного метода анализа (ИНАА). Для подтверждения уровня своей квалификации и проверки правильности выдаваемых результатов лаборатория принимает участие в межлабораторных сличительных испытаниях (МСИ).

Лаборатория в 2018-2019г.г. приняла участие в межлабораторных сличительных испытаниях, организованных провайдером МСИ ООО «НТЦ «МинСтандарт» по определению содержания золота в полиметаллических рудах и продуктах их переработки, в золото-серебросодержащих и золотосодержащих рудах, результаты МСИ представлены в таблицах 1-3.

Таблица 1 – Результаты МСИ по определению содержания золота в полиметаллических рудах и продуктах их переработки в образцах для контроля методом ИНАА по программе МСИ № 13-РМО-2019

№ п/п	Шифр образца	Результат лаборатории	Приписанное значение	Заключение о функционировании лаборатории
1	QC-22	0,36	0,41	удовлетворительно
2	QC-23	1,65	1,78	удовлетворительно
3	QC-24	12,1	11,9	удовлетворительно
4	QC-25	96,5	94,5	удовлетворительно

Таблица 2 – Результаты МСИ по определению содержания золота в золото-серебросодержащих рудах в образцах для контроля методом ИНАА по программе МСИ № 18-GSO-2018

№ п/п	Шифр образца	Результат лаборатории	Приписанное значение	Заключение о функционировании лаборатории
-------	--------------	-----------------------	----------------------	---

1	QC-49	0,019	менее 0,002	неудовлетворительно
2	QC-50	1,34	1,43	удовлетворительно
3	QC-51	1,41	1,64	удовлетворительно
4	QC-52	2,19	2,45	удовлетворительно

Таблица 3 – Результаты МСИ по определению содержания золота в золотосодержащих рудах в образцах для контроля методом ИНАА по программе МСИ № 19-GSO-2018

№ п/п	Шифр образца	Результат лаборатории	Приписанное значение	Заключение о функционировании лаборатории
1	QC-53	8,13	8,40	удовлетворительно
2	QC-54	0,29	0,46	удовлетворительно

Программы МСИ № 18-GSO-2018 и № 19-GSO-2018 не были рассчитаны на применение ИНАА, направленного на определение микропримесей в исследуемом объекте, а предусматривали использование известных методов анализа, таких как: пробирный с атомно-абсорбционным окончанием, атомно-абсорбционный метод, приборный метод с гравиметрическим окончанием, приборно-атомно-эмиссионный метод анализа с индуктивно связанной плазмой.

Таким образом, нами было подтверждено, что ИНАА может применяться для определения содержания золота в рудах различного состава не только наравне с вышеперечисленными методами анализа, но и при квалифицированном подходе к испытаниям имеет ряд основных преимуществ: возможность определения одновременно большого числа элементов, неdestructивный характер анализа и, следовательно, отсутствие риска загрязнения реактивами или неполного растворения образцов, простота процедуры подготовки образцов для анализа.

Лаборатория имеет положительный опыт участия в аттестации международных стандартных образцов листьев табака (INCT-OBTL-5, INCT-PVTL-6), тканей трески (Modas-5 Cod Tissue), тканей баклана (Modas-4 Cormorant Tissue) и донных отложений (Modas-2 Bottom Sediment).

Полученные результаты о содержании большинства химических элементов, в исследуемых пробах международных стандартных образцов, были признаны как более достоверные и использованы для расчетов аттестованных значений.

## СОВРЕМЕННОЕ ЭТАЛОННОЕ ПОВЕРОЧНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ ДЛЯ ГРАДУИРОВКИ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЙ АППАРАТУРЫ

*В.Д. Гузов, В.Д. Зайцев, В.А. Кожемякин, Р.В. Лукашевич, В.А. Николаев, В.Л.  
Раскоша, К.Г. Сеньковский*

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

В докладе представлены материалы, касающиеся разработки и внедрения автоматизированных эталонных поверочных дозиметрических установок нового поколения, предназначенных для калибровки средств измерений в полях гамма-, бета-, нейтронного и рентгеновского излучения.

В докладе рассматриваются установки дозиметрические гамма-излучения УДГ-АТ130 и УДГ-АТ110, предназначенные для передачи рабочим и эталонным средствам измерений размеров единиц кермы в воздухе и ее мощности, а также дозиметрических величин: экспозиционной дозы, амбиентного эквивалента дозы, индивидуального эквивалента дозы и их мощности.

Представлена установка поверочная нейтронная УПН-АТ140, предназначенная для передачи единиц плотности потока, мощности амбиентного и индивидуального эквивалентов дозы нейтронного излучения, которая служит для создания поля быстрых и тепловых нейтронов в коллимированном пучке, поля быстрых нейтронов в «открытой» геометрии и предназначена для поверки и градуировки нейтронных дозиметров и радиометров в лабораторных условиях.

Рассказывается о завершении разработки установки поверочной рентгеновского излучения УПР-АТ300, обеспечивающей создание полей рентгеновского излучения в соответствии с национальными и международными стандартами с использованием рентгеновского аппарата ISOVOLT 320 M2/4.5-13. Данной разработке предшествовало выполнение схожего проекта для ФГУП «ВНИИМ им. Д. И. Менделеева», воплотившегося в составе установки низкоэнергетического рентгеновского излучения УЭД 5-50М Государственного эталона Российской Федерации ГЭТ 8-2011 В соответствии с техническим заданием ФГУП «ВНИИМ им. Д. И. Менделеева» разработана и введена в эксплуатацию автоматизированная установка дозиметрическая поглощенной дозы бета-излучения УДБ-АТ200 для использования в составе Государственного эталона Российской Федерации ГЭТ 9-82. Аналогичная установка изготовлена и введена в эксплуатацию для

Белорусского государственного института метрологии в составе Национального эталона Республики Беларусь, а также изготовлена, смонтирована и протестирована на предприятии. Основными свойствами установки УДБ-АТ200 являются: реализация высокоточного экстраполяционного метода с использованием набора бета-источников  $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ ,  $^{147}\text{Pm}$ ,  $^{85}\text{Kr}$  с обеспечением погрешности позиционирования менее 2 мкм; автоматическое позиционирование источник – экстраполяционная камера с погрешностью менее 50 мкм; обеспечение тока утечки экстраполяционной камеры не более  $5 \cdot 10^{-16}$  А.

В докладе представлена информация о разработанной и созданной предприятием ядерно-физической аппаратуре, используемой для калибровки полей ионизирующего излучения:

1) дозиметр рентгеновского и гамма-излучения ДКС-АТ5350/1 и ДКС-АТ5351;

2) линейка сцинтиляционных высокочувствительных блоков-компараторов на основе NaI(Tl)-детекторов, а также тканезквивалентной пластмассы, предназначенных для аттестации полей фотонного излучения от 0,03 мкЗв/ч с различной верхней границей диапазона по мощности дозы и энергии фотонов (до 10 МэВ);

3) интеллектуальный спектрометрический блок детектирования на основе LaBr<sub>3</sub>(Ce)-сцинтиллятора с высоким энергетическим разрешением (менее 3,5 %) и энергетическим диапазоном от 30 кэВ до 10 МэВ, предназначенный для анализа спектра захватного гамма-излучения из мишеней, облучаемых нейтронами на установке УПН-АТ140;

4) дозиметр-радиометр МКС-АТ1117М в новом варианте – со сферическим замедлителем и учитывающим возможность дополнения набором из сфер «Боннера» различного диаметра.

Все перечисленное оборудование ориентировано на соответствие требованиям стандартов ИСО и МЭК.

# **БЫСТРОРАЗВЕРТЫВАЕМЫЙ РАДИАЦИОННЫЙ ПОРТАЛЬНЫЙ МОНИТОР С ФУНКЦИЕЙ КАТЕГОРИЗАЦИИ ПРИРОДНЫХ И ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ**

**А.В. Антонов, И.А. Алексейчук, Е.В. Быстров, Е.А. Коновалов**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

В 2019 году предприятием «АТОМТЕХ» разработан на базе мобильного комплекса радиационного сканирования МКС-АТ6103 быстро-развертываемый радиационный портальный монитор (БРПМ) с функцией категоризации обнаруженного источника излучения. БРПМ состоит из двух или более пиляров (измерителей), каждый в составе со спектрометрическим блоком детектирования БДРМ-05 на базе детектора из сцинтилляционной пластмассы, одного или двух счетных блоков детектирования нейтронного излучения БДКН-05 на базе двух гелиевых счетчиков и защищенного планшетного ПК. Вне зависимости от количества пиляров, программное обеспечение БРПМ получает и обрабатывает консолидированные счетные и спектрометрические данные в едином потоке.

Разработаны и реализованы параллельно работающие алгоритмы «STEWARD» (Стюард) и «POISSON» (Пуассон). Алгоритм «POISSON» отвечает за быстрое обнаружение превышения над фоновым излучением, вызванное движущимся источником гамма-излучения, учитывая экранирование фона транспортным средством, находящимся в зоне контроля. Алгоритм «POISSON» каждые 100 мс анализирует мгновенные импульсы по окнам в амплитудном распределении измеряемого гамма-излучения, определяет превышение над фоновым излучением и включает желтый сигнал тревоги.

Экранирование фона происходит всегда, когда массивное транспортное средство находится в зоне контроля. В этом случае фон может уменьшаться на 30%, что существенно ухудшает возможности общепринятого алгоритма обнаружения, основанного на измерении скорости счета. Параллельно работающий алгоритм «STEWARD» каждые 100 мс анализирует «скользящие» односекундные импульсы в каждом энергетическом окне спектра и определяет категорию источника излучения. В случае, если это

излучение от техногенного источника, то включается красный сигнал тревоги, в противном случае сигнал остается желтым.

В обоих алгоритмах используются семь энергетических окон спектра. Каждое окно подобрано таким образом, чтобы максимально соответствовать одному источнику гамма-излучения: W1 – окно  $^{241}\text{Am}/^{57}\text{Co}$ , W2 – окно  $^{133}\text{Ba}$ , W3 – окно  $^{137}\text{Cs}$ , W4 – окно  $^{60}\text{Co}$ , W5 – окно  $^{40}\text{K}$ , W6 – окно  $^{226}\text{Ra}$ , W7 – окно  $^{232}\text{Th}$ . Все остальные радионуклиды так или иначе перекрывают указанные окна.

При калибровке алгоритма «STEWART» используются опорные спектры фона и естественных радионуклидов. Проводится определение пороговых значений алгоритма для принятия решения о том, что излучение имеет техногенную природу. Для этого должны быть измерены или рассчитаны спектры гамма-излучения естественных радионуклидов  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$ , измерен фон, определен спектр рассеянного излучения после последовательного вычитания из фонового спектра спектров  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{40}\text{K}$ . Спектры  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{232}\text{Th}$  и рассеянного излучения являются опорными для алгоритма «STEWART».

Далее, путем длительных симуляций определяются пороги алгоритма. Для этого фоновый и опорные спектры загружаются в программу калибровки алгоритма «STEWART», задаются начальные параметры и проводится пять серий по 10000 испытаний:

1. фоновый спектр с заданным предельным вкладом;
2. фоновый спектр +  $^{40}\text{K}$  с заданным предельным вкладом;
3. фоновый спектр +  $^{226}\text{Ra}$  с заданным предельным вкладом;
4. фоновый спектр +  $^{232}\text{Th}$  с заданным предельным вкладом;
5. фоновый спектр +  $^{40}\text{K}$  +  $^{226}\text{Ra}$  +  $^{232}\text{Th}$  с заданными предельными вкладами.

Определяются пороги при условии не более 1 ложной тревоги на серию испытаний. Далее разыгрывается множество серий по 1000 испытаний со спектрами техногенных радионуклидов в смеси с естественными радионуклидами и определяется вклад техногенного радионуклида, при котором вероятность обнаружений будет не менее 95%. Таким образом определяются возможности монитора по категоризации источника излучения.

Возможности алгоритма «STEWART» представлены в таблице 1. Для их оценки использовались измеренные спектры от точечных источников, а также спектры, полученные с помощью математического моделирования радона и плутония для сыпучих материалов.

Возможность алгоритма «POISSON» представлены в таблице 2.

В процессе разработки БРПМ были решены две важнейшие задачи:

1) обнаружение источника излучения с учетом экранирования фона транспортным средством

2) категоризация источника излучения на основе анализа комптоновских спектров, измеренных спектрометрическим блоком детектирования БДРМ-05 с пластмассовым сцинтиллятором большой площади (без применения блоков детектирования на неорганических сцинтилляторах NaI(Tl), LaBr<sub>3</sub>(Ce) значительно превосходящих по стоимости БДРМ-05 при эквивалентной чувствительности).

Таблица 1.

Возможности алгоритма «STEWARD» по категоризации неэкранированных и экранированных техногенных неподвижных источников излучения в центре зоны контроля шириной 6 метров за 1 секунду монитором с двумя пирамидами.

Источник	Вклад от источника на один пилар, не менее (имп/с)	Активность источника, не менее (МБк)	Число испытаний	Число красных тревог
Фон	от 100 до 1500, норма 750	-	10000	1
Радон	от 100 до 1000	-	10000	1
<sup>241</sup> Am	570	39	1000	990
<sup>57</sup> Co	680	11.3	1000	990
<sup>133</sup> Ba	550	2.1	1000	991
<sup>137</sup> Cs	290	1	1000	992
<sup>60</sup> Co	320	0.6	1000	993
Оружейный плутоний	950	масса 49 г	1000	993
<sup>137</sup> Cs в неизлучающем сыпучем материале массой 31.3 т	850	7100	1000	991
<sup>137</sup> Cs в калийном удобрении массой 31.3 т	5000	41800	1000	996

Таблица 2.

Возможности алгоритма «POISSON» по обнаружению неэкранированных техногенных движущихся со скоростью 10 км/ч источников излучения в центре зоны контроля шириной 6 метров за время не более 2-х секунд монитором с двумя пирамидами.

Источник	Активность источника, не менее (МБк)	Число испытаний	Число желтых тревог
<sup>137</sup> Cs	0.47	1000	997
<sup>241</sup> Am	9.5	1000	996
<sup>60</sup> Co	0.24	1000	994

## ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ КРИСТАЛЛА $\text{SrI}_2(\text{Eu})$ ДЛЯ СОЗДАНИЯ БЛОКОВ ДЕТЕКТИРОВАНИЯ ВЫСОКОГО РАЗРЕШЕНИЯ

**А.В. Антонов, В.И. Антонов, В.А. Кожемякин, Д.И. Комар,  
А.О. Ничипорчук, А.Н. Толкачев**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»  
г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

Согласно современным требованиям международных стандартов энергетическое разрешение спектрометрической аппаратуры для систем радиационного контроля должно быть менее 4 – 4,5%: в стандарте АО «Росэнергоатом» СТО1.1.1.01.001.0875-2017 требуется размещать на постах контроля радиационной обстановки спектрометрические блоки детектирования с разрешением не более 4,5%, в национальном стандарте США ANSI N42.34-2015 разрешение спектрометрического канала идентификаторов радионуклидов должно составлять не более 4% по гамма-линии 662 кэВ ( $^{137}\text{Cs}$ ).

Предприятием «АТОМТЕХ» разработан спектрометрический блок детектирования на основе сцинтилляционного детектора  $\text{SrI}_2(\text{Eu})$  с размерами  $\text{Ø } 38 \times 38$  мм. По результатам проведенных спектрометрических исследований блока детектирования, типовое разрешение составило 3,3% для линии 662 кэВ радионуклида  $^{137}\text{Cs}$ .

Для минимизации влияния внешних факторов на характеристики спектрометрического тракта используется классическая светодиодная стабилизация. Для коррекции наложенных импульсов с АЦП применяется режекция наложения импульсов.

Проблема загрузочной способности блока детектирования решена схемотехнически, в результате стабильность энергетической шкалы, необходимой для идентификации радионуклидов обеспечивается при загрузках до 150 000 имп/с для радионуклида  $^{137}\text{Cs}$ .

Конструктивные решения, применяемые в блоке, предполагают его использование в сложных условиях эксплуатации с риском падения и ударов, повышенных уровней температуры и влажности, кратковременного присутствия в пресной воде.

Разработанный спектрометрический блок детектирования на основе сцинтиллятора  $\text{SrI}_2(\text{Eu})$  предполагается использовать в составе как стационарных систем радиационного контроля, так и в мобильных приборах с

функцией идентификации радионуклидов и измерения мощности  
амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения.

# ПОВЕРОЧНАЯ ДОЗИМЕТРИЧЕСКАЯ УСТАНОВКА БЕТА-ИЗЛУЧЕНИЯ УДБ-АТ200

**Ю.А. Верхуша, В.Д. Гузов**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»  
г. Минск, Республика Беларусь*

*info@atomtex.com*

Установка дозиметрическая бета-излучения УДБ-АТ200 предназначена для воспроизведения единиц поглощенной дозы, направленного и индивидуального эквивалентов дозы бета-излучения и их мощности в тканеэквивалентном веществе с использованием экстраполяционной камеры и передачи полученных единиц рабочим эталонам и дозиметрам бета-излучения.

В состав установки входит подвижный блок излучателя, механизм позиционирования, стационарный стол для экстраполяционной камеры, измерительный стол для размещения калибруемых дозиметров и фантомов, блок и пульт управления. Предусмотрено дистанционное управление установкой, а также проведение калибровки и расчетов с использованием прикладного программного обеспечения.

Для формирования радиационных полей используются радионуклидные дозиметрические источники бета-излучения, представленные в таблице 1. Источники помещаются в специальные держатели из материалов, предусматривающих радиационную защиту от бета-частиц, а также тормозного излучения, возникающего в элементах конструкции источника.

Таблица 1.

Параметры	Радионуклид		
	$^{147}\text{Pm}$	$^{85}\text{Kr}$	$^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$
Тип	БИП-50	КАС.D3	БИС-50
Активность, ГБк	9,32	14,8	1,14   20,7
Период полураспада, дни	958	3915	10523
Средняя энергия бета-частиц, МэВ	0,06	0,24	0,8
Максимальная энергия бета-частиц, МэВ	0,225	0,687	2,274

При формировании эталонных радиационных полей бета-частиц источники применяются совместно с выравнивающими фильтрами из полиэтилентерефталата, обеспечивающими однородность поля по сечению пучка в месте расположения калибруемого дозиметра.

Экстраполяционная камера представляет собой ионизационную камеру с параллельными электродами, в которой масса воздуха измерительного объема меняется при изменении расстояния между электродами. Подвижный измерительный (собирающий) электрод экстраполяционной камеры перемещается относительно фиксированного входного окна (потенциального электрода) с использованием системы прецизионного микрометрического перемещения.

Перемещение осуществляется в диапазоне рабочих расстояний от 250 мкм до 2500 мкм с погрешностью позиционирования 1 мкм.

Собирающий электрод диаметром 30 мм выполнен из тканеэквивалентного материала – полиметилметакрилата с графитовым напылением. Потенциальный электрод диаметром 100 мм выполнен из алюминиевой пленки на основе полиэтилентерефталата, толщиной эквивалентной  $0,63 \text{ мг/см}^2$  ткани. Для соответствия входного окна камеры эталонной толщине ткани  $0,07 \text{ мм}$ , либо поверхностной плотности  $70 \text{ мг/см}^2$  используются дополнительные тканеэквивалентные фильтры. Измерение ионизационного тока возникающего при прохождении бета-излучения через измерительный объем экстраполяционной камеры осуществляется с помощью электрометра. Ток утечки камеры составляет не более 5 фА.

Измеренные при различных расстояниях между электродами значения ионизационного тока, отнесенные к измерительному объему экстраполяционной камеры, экстраполируются к нулевой глубине камеры с целью определения мощности поглощенной дозы бета-излучения за входным окном экстраполяционной камеры.

В докладе представлены результаты исследований характеристик радиационных полей бета-частиц, полученные экспериментальным путем, а также методом численного моделирования. Приведены данные по оценке дозовых характеристик, формируемых комплектом источников в установке.

# СИСТЕМА КОНТРОЛЯ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ РАДИОИЗОТОПА $^{131}\text{I}$ В НАКОПИТЕЛЯХ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**В.Д. Гузов, А.И. Жуковский, Е.А. Коновалов,**

**А.О. Ничипорчук, В.А. Чирикало**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

Предложенная система контроля содержания радиоиотопа  $^{131}\text{I}$  в жидких радиоактивных отходах медицинских и других учреждений базируется на 2-х аппаратурных составляющих: устройстве детектирования спектрометра МКС-АТ6101ДР, выполняющем измерительную функцию, и элементах измерителя-сигнализатора СРК-АТ2327, выполняющих вспомогательную функцию (передачу измерительной информации в ПК, стабилизацию питающего напряжения, сопряжение интерфейсов в системе и т. д.).

Измерение удельной активности  $^{131}\text{I}$  в хранилищах отходов обеспечивается в геометрии 4л. При этом устройство детектирования, включающее блок детектирования БДКГ-11М (1024 канала) на основе NaI(Tl)-кристалла  $\text{Ø}63 \times 63$  мм и размещенное в гермоконтейнере, погружается на кабеле-тросе в водонепроницаемый цилиндрический канал (полиэтиленовый стакан), встроенный в накопитель отходов.

Устройство детектирования фиксируется в подвешенном состоянии, при этом расстояние до любой поверхности накопительной емкости должно составлять порядка 50 см для обеспечения близкого к 100% эффективного объема жидкого излучателя гамма-квантов  $^{131}\text{I}$ .

Данная система является разветвленной и может содержать до 32-х измерительных каналов. Специализированное ПО позволяет обеспечить обработку и отображение информации на ПК с привязкой к схеме размещения.

Диапазон измерения удельной активности  $^{131}\text{I}$  в жидких отходах составляет от 30 до  $10^6$  Бк/кг. Получению данных об активности предшествует

автоматическая процедура идентификации данного радионуклида, обеспечиваемая после набора спектра.

Апробация и верификация результатов моделирования процесса измерения активности радионуклидов в геометрии измерения 4л осуществлялась с использованием стандартных образцов на основе радионуклидов  $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$ . Отклонения результатов измерения относительно аттестованных значений удельной активности указанных радионуклидов в пределах  $\pm 10\%$  подтвердили корректность рассчитанной зависимости эффективности регистрации спектрометра в геометрии измерения 4л.

Методика выполнения измерений зарегистрирована в Республике Беларусь и Российской Федерации.

# СИГНАЛИЗАТОР АВАРИЙНЫЙ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ ДРГ-АТ2331 ДЛЯ СИСТЕМ АВАРИЙНОЙ СИГНАЛИЗАЦИИ О ВОЗНИКНОВЕНИИ САМОПОДДЕРЖИВАЮЩЕЙСЯ ЦЕПНОЙ РЕАКЦИИ (САС СЦР)

**П.Н. Васильев, Д.Д. Дубатовка, В.А. Кожемякин, В.А. Николаев**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

Сигнализатор ДРГ-АТ2331 предназначен для обнаружения возникновения самоподдерживающейся цепной реакции и выдаче аварийных сигналов (световых и звуковых) о необходимости эвакуации персонала из опасной зоны.

Сигнализатор представляет собой монтируемую на объекте стационарную аппаратуру, состоящую из 3-х блоков детектирования гамма-излучения БДКГ-25, блока регистрации БР-АТ910 и устройств светозвуковой сигнализации.

Принцип действия сигнализатора основан на измерении мощности дозы гамма-излучения каждым из 3-х блоков детектирования, сравнения измеренных значений с заданными пороговыми уровнями, логической обработке сигналов от блоков детектирования о превышении аварийного порогового уровня по логике «2 из 3», либо «ИЛИ» для формирования сигнала тревоги о возникновении СЦР.

Сигнализатор обеспечивает возможность ввода 2-х пороговых уровней мощности дозы с сохранением их при следующих включениях.

Подключение сигнализатора ДРГ-АТ2331 к элементам измерителя сигнализатора СРК-АТ2327 (оповещатели, информационное табло, устройства световой сигнализации, коммутационные элементы, блок управления с резервным источником питания) или к ПК с использованием ПО «SARK 2» завершает формирование САС СЦР. Количество сигнализаторов ДРГ-АТ2331 при использовании элементов СРК-АТ2327 не более 3-х, при подключении к ПК – до 32-х.

## Основные технические характеристики ДРГ-АТ2331:

- тип детекторов – сцинтилляционная тканезквивалентная пластмасса;
- диапазон измерения мощности поглощенной дозы рентгеновского и гамма-излучения 0,1 мкГр/ч – 1 Гр/ч;
- предел допускаемой основной погрешности измерения  $\pm 30\%$ ;
- энергетическая зависимость  $\pm 35\%$  от 60 кэВ до 3 МэВ;
- минимальная продолжительность регистрируемой СЦР 1мс;
- интервал времени от момента срабатывания блока детектирования до момента достижения номинального уровня звука аварийной сигнализации 0,5 с;
- диапазон рабочих температур и степень защиты для БДКГ-25 и БР-АТ910 от  $-40\text{ }^{\circ}\text{C}$  до  $+50\text{ }^{\circ}\text{C}$ , IP57, для остальных составных частей от  $+5\text{ }^{\circ}\text{C}$  до  $+40\text{ }^{\circ}\text{C}$ , IP65;
- радиационный ресурс не менее 100 Гр;
- класс безопасности ЗН.

Сигнализатор ДРГ-АТ2331, как основная часть САС, соответствует требованиям «Отраслевые правила проектирования и эксплуатации систем аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции и организации мероприятий по ограничению ее последствий» ПБЯ-06-10-99 и учитывает рекомендации международной электротехнической комиссии МЭК-860 (1987 г.) и регулирующие требования стандарта США ANSI/ANS-8.3 Criticality Accident alarm system (1986 г.)

Прибор соответствует ГОСТ 27451-87 («Средства измерений ионизирующих излучений»), нормам по пожарной безопасности ГОСТ 12.1.004-91, требованиям по электробезопасности ГОСТ 12.2.091-2012 и требованиям по электромагнитной совместимости: СТБ МЭК 61000-4-2-2011, СТБ МЭК 61000-4-3-2009, СТБ МЭК 61000-4-4-2006, СТБ МЭК 61000-4-5-2006, СТБ МЭК 61000-4-6-2011, СТБ МЭК 61000-4-8-2011, СТБ МЭК 61000-4-11-2006.

Сигнализатор ДРГ-АТ2331 внесен в Реестры средств измерений Республики Беларусь и Российской Федерации. В настоящее время ведутся работы по вводу в эксплуатацию оборудования САС-СЦР в составе 17-ти сигнализаторов ДРГ-АТ2331 в ФЭИ им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск.

# СИСТЕМА РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ИМПУЛЬСНОГО ТОРМОЗНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ЛИНЕЙНЫХ УСКОРИТЕЛЕЙ ЭЛЕКТРОНОВ (СРК-ЛУЭ)

**И.А. Алексейчук, Е.В. Быстров, В.Н. Вороньков, В.А. Кожемякин, Р.В.  
Лукашевич, В.Н. Петров**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

Предложенная система СРК-ЛУЭ построена на основе дозиметров рентгеновского и гамма-излучения ДКС-АТ1123 и элементов измерителя-сигнализатора СРК-АТ2327 и реализует функциональную способность дозиметра ДКС-АТ1123 работать в режиме «Т<sub>имп</sub>» и обеспечивать измерение импульсного фотонного излучения с частотой следования 100 –400 Гц и длительностью импульсов 5 – 10 мкс в диапазоне энергий от 15 кэВ до 10 МэВ – параметров, характерных для ускорителей электронов высоких энергий.

Структурно СРК-ЛУЭ делится на измерительные каналы (от 1 до 32), подключенные к блоку коммутации. В состав каждого канала входит измерительный прибор – ДКС-АТ1123 и связующие устройства: адаптер интерфейсный и стабилизатор напряжения. Любой из каналов может быть укомплектован устройством световой и звуковой сигнализации, содержащим «сухие» контакты для подключения различных исполнительных механизмов, например, устройств блокировки.

Информация об уровне мощности амбиентного эквивалента дозы с каждого канала поступает в блок коммутации и далее на ПК. Управление работой системы осуществляется при помощи специализированного ПО «SARK 2 PXR», позволяющего считывать, накапливать, анализировать данные и представлять их в графическом и табличном виде с привязкой к точкам контроля на объекте.

# АВТОМАТИЗИРОВАННЫЙ ПОСТ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ДЛЯ СИСТЕМ МОНИТОРИНГА ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

**Е.В. Быстров<sup>1</sup>, П.Н. Васильев<sup>1</sup>, Д.Д. Дубатовка<sup>1</sup>, В.А. Кожемякин<sup>1</sup>,  
П.В. Кучинский<sup>2</sup>, А.Н. Новик<sup>2</sup>**

*<sup>1</sup>Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

*<sup>2</sup>Институт прикладных физических проблем Белорусского государственного  
университета*

*г. Минск, Республика Беларусь*

В связи с проблемами ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС, а также строительством Белорусской АЭС актуальной является задача создания и развертывания на прилегающих территориях независимых систем радиационного контроля окружающей среды.

Первая подобная автоматизированная система была введена в эксплуатацию в 2006 – 2007 гг. и охватила приграничные регионы страны в зоне влияния АЭС (Чернобыльская, Игналинская, Ровенская, Смоленская).

В 2017 г. введена в эксплуатацию независимая система контроля радиационной обстановки до ввода в эксплуатацию Белорусской АЭС [1, 2], состоящая из 10 автоматизированных пунктов контроля на территории Гродненской и Минской областей. При этом функционально обеспечивается как контроль малейших изменений радиационного фона (дозиметрический контроль), так и радиоизотопного состава (спектрометрический контроль).

В 2019 г. завершается монтаж и ввод в эксплуатацию развернутой автоматизированной системы контроля радиационной обстановки на территории в радиусе 30 км от Чернобыльской АЭС – в Полесском государственном радиационно-экологическом заповеднике. Одновременно данная система обладает функцией видеонаблюдения и обнаружения пожаров.

С использованием приобретенного опыта создания подобных систем была выполнена разработка нового изделия – поста радиационного контроля ПРК-АТ2341, способного стать составной частью этих систем в ближайшем

будущем. ПРК-АТ2341 обеспечивает обнаружение изменений радиационной обстановки в режиме реального времени, измерение дозиметрических, спектрометрических и метеорологических параметров, передачу данных по беспроводным каналам связи (узкополосный радиоканал VHF, канал GSM/GPRS/3G) в пункты контроля и реагирования. Объединение ПРК-АТ2341 в единую сеть и использование специализированного ПО позволяет создать систему, включающую до 256 пунктов контроля, работоспособную в жестких климатических условиях.

В качестве измерительных каналов используются блоки детектирования: спектрометрический БДКГ-211М на основе сцинтиллятора NaI(Tl) и дозиметрические БДКГ-204 (до 10 Зв/ч) и БДКГ-224 (до 1 Зв/ч) на основе тканеэквивалентных пластмассовых сцинтилляторов. Спектры, измеренные БДКГ-211М, накапливаются в базе данных, после чего осуществляется автоматическая идентификация радионуклидов. Благодаря высокой чувствительности БДКГ-211М обеспечивает также измерение малейших изменений уровня радиационного фона относительно естественного. В ближайшей перспективе в состав поста планируется включить разрабатываемый блок детектирования на основе сцинтиллятора SrI<sub>2</sub>(Eu) с энергетическим разрешением порядка 3,5 %.

Специализированное ПО обеспечивает управление связью с удаленно расположенными постами, сбор, хранение и обработку данных о радиационной и метеорологической обстановке, а также визуализацию спектрометрических данных. ПО также отображает данные самодиагностики постов, такие как напряжение основного и резервного источников питания, состояние основных блоков и устройств, температуры внутри корпуса и др.

При необходимости к ПРК-АТ2341 может быть подключено электронное информационное табло, размещаемое как внутри помещений, так и вне их.

В настоящее время ПРК-АТ2341 проходит Государственные испытания с целью утверждения типа СИ в Республике Беларусь с последующим признанием в РФ и других странах СНГ.

### **Литература**

1. Новик А. Н. Автоматизированная система контроля радиационной обстановки в зоне влияния Белорусской АЭС/А. Н. Новик, И. В. Белый, Е. В. Быстров, В. А. Кожемякин, П. В. Кучинский//6-ая Международная

конференция «Ядерные технологии XXI века»: сборник докладов НАН Беларуси, Минск, октябрь 2016.-с.36-40.

2. Кожемякин В. А. Независимая автоматизированная система радиационного мониторинга окружающей среды /В. А. Кожемякин, А. Н. Новик, Международная конференция «Ядро-2017». Тезисы докладов.- Алматы: РГПИЯФ. 12-15 сентября 2017г.-с.366.

# КОМБИНИРОВАННЫЕ БЛОКИ ДЕТЕКТИРОВАНИЯ АЛЬФА-, БЕТА- И ГАММА- ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОСНОВЕ ФОСВИЧ-ДЕТЕКТОРОВ

**В.И. Антонов, А.В. Антонов, А.Г. Барченко, Д.В. Горшков, Д.И. Комар,  
В.А. Кожемякин**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

В практике радиационного контроля в ряде случаев представляется эффективным и привлекательным использование измерительных средств, способных идентифицировать в смешанных радиационных полях отдельные виды ионизирующего излучения, измерять характеристики полей, при этом такие функциональные возможности сосредоточить в одном приборе, к примеру, способном осуществить измерение плотности потока альфа-частиц, бета-частиц и мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения.

Исходя из этого, предприятие «АТОМТЕХ» разработало интеллектуальный комбинированный блок детектирования, реализующий такую функцию.

В основе технического решения лежит использование сложного «фосвич-детектора», состоящего из тонкого пластмассового сцинтиллятора (для регистрации бета-частиц) с нанесенным на его рабочую поверхность слоем сцинтиллятора ZnS(Ag) (для регистрации альфа-частиц). Далее данная комбинация через световод сочленяется с входным прозрачным окном кристалла NaI(Tl), регистрирующего гамма-излучение. Все оптические сигналы, обусловленные регистрацией альфа-частиц, бета-частиц и гамма-квантов фиксируются фотоэлектронным умножителем. Схемотехнические решения обеспечивают разделение сигналов по форме импульсов.

Основным достоинством такого технического решения является возможность одновременного измерения плотности потока альфа- и бета-частиц, мощности дозы гамма-излучения с высоким качеством их разделения по виду излучения одним блоком детектирования.

Основные технические характеристики блока детектирования представлены в таблице 1.

Таблица 1.

Вид регистрируемого излучения		альфа-, бета-, гамма-излучение
Диапазон регистрируемых энергий	альфа-излучение	3 – 7 МэВ
	бета-излучение	66 кэВ – 3,5 МэВ
	гамма-излучение	30 кэВ – 1,5 МэВ
Диапазон измерений плотности потока	альфа-частиц	$0,05 - 2 \cdot 10^5$ част.·мин <sup>-1</sup> ·см <sup>-2</sup>
	бета-частиц	$0,5 - 1 \cdot 10^6$ част.·мин <sup>-1</sup> ·см <sup>-2</sup>
Диапазон измерений мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения		70 нЗв/ч - 0,7 мЗв/ч
Энергетическая зависимость относительно энергии 662 кэВ ( <sup>137</sup> Cs)		±20%
Чувствительность, не менее	к альфа-излучению	0,12 (имп·с <sup>-1</sup> )/(част.·мин <sup>-1</sup> ·см <sup>-2</sup> ) [ <sup>239</sup> Pu]
	к бета-излучению	0,13 (имп·с <sup>-1</sup> )/(част.·мин <sup>-1</sup> ·см <sup>-2</sup> ) [ <sup>90</sup> Sr+ <sup>90</sup> Y]
	к гамма-излучению	190 (имп·с <sup>-1</sup> )/(мкЗв·ч <sup>-1</sup> ) [ <sup>137</sup> Cs]
Предел основной относительной погрешности измерений		±20%
Диапазон рабочих температур		от -20°С до +50°С
Габаритные размеры, масса		Ø 80×220 мм, 0,6 кг
Вид интерфейса		RS232 или USB

Комбинированные блоки детектирования имеют два исполнения: БДКС-01М (α, β, γ) и БДКС-01(α, β).

# КАЧЕСТВА РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ЭТАЛОННОЙ ПОВЕРОЧНОЙ УСТАНОВКИ УПР-АТ300 ПРИ МАЛЫХ МОЩНОСТЯХ ДОЗ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ ЗАВИСИМОСТИ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫХ БЛОКОВ ДЕТЕКТИРОВАНИЯ

**Р.В. Лукашевич, А.В. Новиченко, К.Г. Сеньковский**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

[lukashevich@atomtex.com](mailto:lukashevich@atomtex.com)

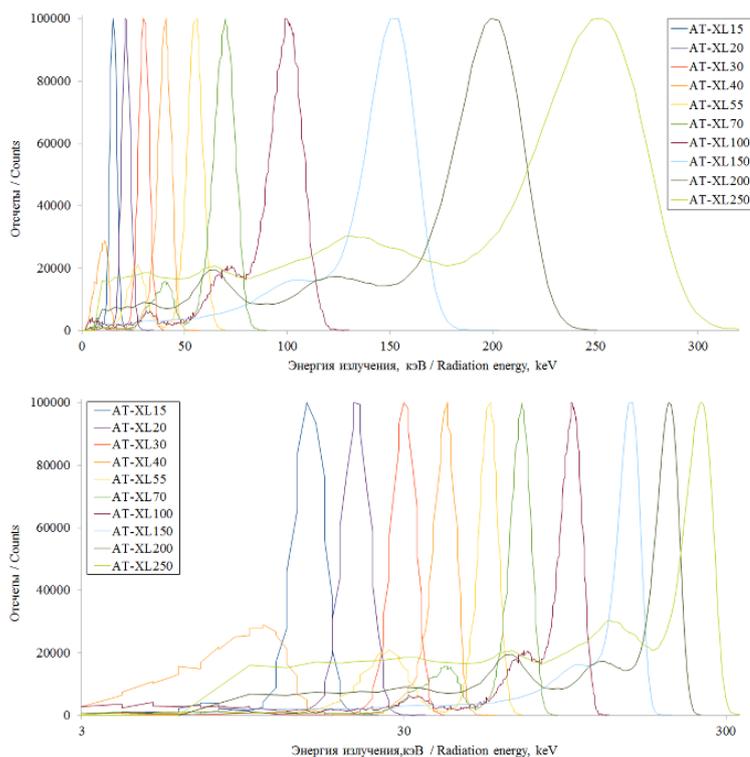
Измерение мощности дозы на уровне естественного радиационного фона является важным элементом радиационного мониторинга окружающей среды. При этом необходимо получать информацию о малейшем превышении техногенного радиационного фона по отношению к естественному радиационному фону. Применение сцинтилляционных блоков детектирования в качестве дозиметрических средств измерений для задач радиационного мониторинга является наиболее приемлемым по причине их высокой чувствительности и высокой временной стабильности.

Для решения задач радиационного мониторинга необходимо использовать дозиметрические средства измерений с известной дозовой характеристикой и энергетической зависимостью чувствительности. Как правило, дозиметрические средства измерений калибруются или поверяются на эталонных дозиметрических установках с использованием источников гамма-излучения. На практике в большинстве случаев в состав эталонных дозиметрических установок входят такие источники гамма-излучения, как:  $^{241}\text{Am}$  (59,6 кэВ),  $^{57}\text{Co}$  (122 кэВ),  $^{137}\text{Cs}$  (662 кэВ) и  $^{60}\text{Co}$  (1173 и 1333 кэВ). Нередки случаи, когда калибровка дозиметрических средств измерений на основе сцинтилляционных блоков детектирования проводится только с использованием источников гамма-излучения  $^{241}\text{Am}$  и  $^{137}\text{Cs}$ , что приводит к ошибочным результатам измерений в диапазонах 40 – 60 кэВ и 80 – 300 кэВ. Становится очевидным, что необходимо использовать эталонные рентгеновские установки, имеющие широкий набор качеств излучений в диапазоне энергий от единиц кэВ до 300 кэВ.

Проверка энергетической зависимости показаний дозиметрических средств измерений на основе сцинтилляционных блоков детектирования в диапазоне низких энергий возможна на рентгеновских поверочных установках при создании качеств излучений с низкой мощностью дозы (например, 0,1 – 5 мкЗв/ч). Такая возможность была реализована на установке УПР-АТ300

производства УП «АТОМТЕХ» [1]. Для получения серии качеств с низкими мощностями доз применялись дополнительные фильтры из особо чистых свинца, олова, меди и алюминия, которые устанавливались в специальный отсек формирователя поля рентгеновского излучения.

Экспериментальные аппаратурные спектры были получены с помощью блоков-компараторов спектрометрического типа на основе сцинтилляционного NaI(Tl) детектора (рисунок 1).



**Рисунок 1 - Аппаратурные спектры для серии качеств АТ-ХЛ, измеренные блоками-компараторами БКМР-АТ1104 и БКМГ-АТ1102 в линейном (а) и в логарифмическом масштабе (б)**

Для получения величины мощности дозы применяли эталонный дозиметр ДКС-АТ5350/1 с ионизационной камерой ТМ32003 (10 л.) и спектрометрические блоки-компараторы.

Созданные качества рентгеновского излучения позволяют проводить исследования высокочувствительных сцинтилляционных дозиметрических средств измерений при мощности дозы в пределах единиц мкЗв/ч в диапазоне энергий от 55 до 250 кэВ, что охватывает рабочий диапазон энергий большинства дозиметрических приборов на основе сцинтилляционных блоков детектирования.

## Литература

1. Новиченко, А. В. Создание полей рентгеновского излучения с низкой мощностью дозы для исследования энергетической зависимости

чувствительности дозиметрических средств измерений на основе сцинтилляционных блоков детектирования / А. В. Новиченко, Р. В. Лукашевич, К. Г. Сеньковский // Приборы и методы измерений : научно-технический журнал. – 2019. – Т. 10, № 2. – С. 128-137.

# **ОСОБЕННОСТИ НОВОГО СТАНДАРТА ISO 4037:2019 «ЗАЩИТА РАДИОЛОГИЧЕСКАЯ. ЭТАЛОННОЕ РЕНТГЕНОВСКОЕ И ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЕ ДЛЯ КАЛИБРОВКИ ДОЗИМЕТРОВ И ИЗМЕРИТЕЛЕЙ МОЩНОСТИ ДОЗЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ ИХ ОТКЛИКА КАК ФУНКЦИИ ЭНЕРГИИ ФОТОНА»**

**Р.В. Лукашевич, К.Г. Сеньковский**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»,  
г. Минск, Республика Беларусь  
[lukashevich@atomtex.com](mailto:lukashevich@atomtex.com)*

Международный стандарт ISO 4037 определяет характеристики и методы получения эталонного рентгеновского и гамма-излучения для калибровки дозиметров, применяемых для радиационной защиты, а также для определения их отклика как функции энергии фотона. Данный стандарт состоит из четырех частей и впервые был выпущен в период 1996 – 2004 гг. Стандарт широко применяется в ведущих мировых метрологических центрах, лабораториях, предприятиях, регламентируя основные требования к полям фотонного излучения.

В 2019 году вышла новая редакция ISO 4037, в которой изложены новые подходы и методы к определению основных метрологических параметров полей фотонного излучения для калибровки дозиметров.

В докладе представлены принципиальные отличия в подходах и методах старой и новой редакции данного стандарта с точки зрения качественной оценки параметров полей фотонного излучения. Рассмотрена новая терминология, применяемая в новой редакции стандарта, предложены варианты ее интерпретации на русский язык.

В докладе проведен анализ требований в отношении необходимого оборудования для метрологического обеспечения согласно новой редакции стандарта ISO 4037 для эталонных полей рентгеновского и гамма-излучения.

Представлены результаты аттестации эталонной дозиметрической установки рентгеновского излучения УПР-АТ300/1 (УП «АТОМТЕХ») в соответствии с требованиями новой редакции стандарта ISO 4037.

# СРАВНЕНИЕ СПЕКТРАЛЬНЫХ И ДОЗИМЕТРИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПОЛЕЙ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ, ФОРМИРУЕМЫХ НА УСТАНОВКЕ ПОВЕРОЧНОЙ УДГ-АТ110 С РАЗЛИЧНЫМИ ТИПАМИ КОЛЛИМАТОРОВ

**В.Д. Гузов, Д.И. Комар, Р.В. Лукашевич**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»  
г. Минск, Республика Беларусь*

*komar\_di@atomtex.com*

В практике метрологического обеспечения средств измерений фотонного излучения, в соответствии с требованиями международных и национальных стандартов, применяются эталонные дозиметрические установки с коллимированным полем излучения.

Принцип действия таких установок основан на создании коллимированного поля гамма-излучения от радионуклидного источника, находящегося в облучателе установки, с мощностью кермы в воздухе, известной в интервале рабочих расстояний установки.

Дозиметрическая установка гамма-излучения УДГ-АТ110 предназначена для поверки и калибровки дозиметрических средств измерений гамма-излучения. Поле излучения установки формируется радионуклидными источниками в условиях типового коллиматора по ГОСТ 8.087. В соответствии с требованиями и рекомендациями международного стандарта ISO 4037-1:2019 и опираясь на результаты Монте-Карло моделирования был разработан и изготовлен специальный коллиматор, который применяется в облучателе установки УДГ-АТ110.

В докладе представлены результаты Монте-Карло моделирования и экспериментальных исследований спектральных и дозиметрических характеристик полей гамма-излучения на установке УДГ-АТ110 с источниками  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{60}\text{Co}$  и коллиматорами различных типов.

Детальное представление о спектральном составе поля, формируемого на установке с коллимированным полем излучения от радионуклидного источника, позволяет корректно оценивать вклад различных компонент излучения в общую мощность дозы, корректно применять коэффициенты для операционных величин. Применение коллиматоров различных типов позволяет расширить сферу применения поверочного оборудования.

# ИССЛЕДОВАНИЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ПОЛЯ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ЗАХВАТНОГО ГАММА- ИЗЛУЧЕНИЯ НА УСТАНОВКЕ ПОВЕРОЧНОЙ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ УПН-АТ140

В.Д. Гузов, Д.И. Комар, Р.В. Лукашевич

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»  
г. Минск, Республика Беларусь*

*komar\_di@atomtex.com*

Развитие и распространение техногенных источников высокоэнергетического гамма-излучения, таких как ускорители электронов и ядерные реакторы, приводит к появлению ряда прикладных задач радиационной защиты, в которых спектрометрические и дозиметрические измерительные приборы используются в полях фотонных источников в диапазоне энергий от 4 до 10 МэВ.

Для метрологического обеспечения измерений необходимо знание отклика средств измерений в пределах измеряемого энергетического диапазона. Согласно рекомендациям международных стандартов IЕС, энергетический диапазон приборов радиационного мониторинга окружающей среды вокруг АЭС должен быть расширен до 7 МэВ, а дозиметров и мониторов, используемых на рабочих местах и во время аварийных ситуаций до 10 МэВ.

Получение опорных полей фотонного излучения на ускорительной технике сопряжено со многими трудностями, связанными с эксплуатацией оборудования. На ускорителях частиц сложно получить низкие загрузки по мощности дозы в воздухе для высокочувствительных дозиметров, например, на основе пластмассовых сцинтилляторов. Для калибровки или исследования энергетической зависимости разрабатываемых и выпускаемых средств измерений необходимо обеспечить повторяемость и прослеживаемость измерений.

Существует возможность использовать гамма-излучение от захвата тепловых нейтронов на мишени из подходящего материала. В международном стандарте ISO 4037-1:2019 рекомендуется использовать мишени из титана и никеля для формирования полей с энергией до 7 МэВ и до 10 МэВ, соответственно. Поток тепловых нейтронов может быть получен от радионуклидного источника быстрых нейтронов, помещенного в замедлитель. Проблема заключается в получении подобных полей излучения в стандартизованных условиях, обеспечивающих проведение измерений и калибровки.

В настоящее время в метрологическом обеспечении средств измерений нейтронного излучения в качестве эталонов применяются установки, формирующие коллимированное поле излучения от радионуклидных источников быстрых нейтронов. При экспозиции источника нейтронов формируется стационарное во времени поле высокоэнергетического гамма-излучения, которое вызвано ядерными реакциями взаимодействия нейтронов с материалами облучателя установки. Захватное гамма-излучение от мишени, размещенной в потоке тепловых нейтронов в облучателе, увеличивает интенсивность гамма-излучения в определенном энергетическом интервале. Установка имеет все необходимые для работы прикладные средства. Таким образом, тепловая геометрия поверочной нейтронной установки может быть использована для целей калибровки спектрометрических и дозиметрических средств измерений гамма-излучения.

На предприятии «АТОМТЕХ» проводятся исследования таких полей на установке поверочной нейтронного излучения УПН-АТ140 с  $^{238}\text{PuBe}$  источником нейтронов ИБН-8-6 ( $1,91 \cdot 10^7$  нейтр./с). Контейнер-коллиматор с тепловой вставкой формирует коллимированный пучок нейтронов со значительной составляющей (более 25%) нейтронов тепловых энергий от источника  $^{238}\text{PuBe}$  [1]. Экспериментальные спектры были измерены спектрометрическим блоком детектирования на основе кристалла  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$  с нелинейной характеристикой преобразования «канал–энергия» в диапазоне до 10 МэВ [2].

Для определения дозиметрических характеристик полученных полей использовался эталонный дозиметр ДКС-АТ5350/1 с ионизационной сферической камерой ТМ32002 объемом 1 литр. Для корректных измерений в полях высокоэнергетического гамма-излучения с камерой ТМ32002 для нее была изготовлена специальная оболочка из тканеэквивалентного материала (РММА), обеспечивающая условия электронного равновесия в рабочем объеме камеры. Размеры оболочки были определены исходя из результатов Монте-Карло моделирования.

Были проведены эксперименты на медицинских ускорителях электронов, расположенных на территории Беларуси, для различных энергетических режимов вплоть до энергии 18 МэВ, результаты которых подтвердили значительное увеличение чувствительности ионизационной камеры со специальной оболочкой в высокоэнергетических полях.

В июне 2019 года на территории лаборатории физико-технического федерального института РТВ в Германии была проведена калибровка эталонного дозиметра ДКГ-АТ5350/1 с камерой ТМ32002 со специальной оболочкой в полях гамма-излучения с энергиями 4,4 МэВ и 6,7 МэВ. По результатам был получен сертификат калибровки, калибровочные

коэффициенты из которого применяются при калибровке поля захватного гамма-излучения на УПН-АТ140.

### Литература

1. Комар, Д. И. Исследование опорных нейтронных полей установки поверочной нейтронного излучения УПН-АТ140 / Д. И. Комар, В. Д. Гузов, С. А. Кутень // АНРИ. – 2018. – №2 (93). – С. 29–39.

2. Комар, Д. И. Источник захватного гамма-излучения с энергиями до 7 и до 10 МэВ на основе поверочной установки нейтронного излучения / Д. И. Комар, Р. В. Лукашевич, С. А. Кутень, В. Д. Гузов // Известия национальной академии наук Беларуси. Серия физико-технических наук. – 2017. – №2. – С. 96-107.

# МЕТОДИКИ ВЫПОЛНЕНИЯ ИЗМЕРЕНИЙ СУММАРНЫХ АЛЬФА- И БЕТА-АКТИВНОСТЕЙ НА РАДИОМЕТРАХ ТИПА РКС-АТ1329

Д.В. Горшков, В.Д. Гузов, О.А. Нахайчук, А.О. Ничипорчук

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

gorshkov@atomtex.com

С целью методического обеспечения измерений суммарных альфа- и бета-активностей на радиометрах типа РКС-АТ1329 [1] разработан ряд методик выполнения измерений (далее – МВИ).

МВИ.МН 6097-2018 устанавливает методику выполнения измерений плотности потока альфа-частиц и плотности потока бета-частиц при контроле радиоактивного загрязнения поверхностей методом мазков.

В соответствии с МВИ диапазон измерений плотности потока альфа-частиц составляет от 0,1 до  $10^4$  мин<sup>-1</sup>·см<sup>-2</sup>, плотности потока бета-частиц – от 1 до  $10^4$  мин<sup>-1</sup>·см<sup>-2</sup>.

Доверительные границы погрешности измерения при доверительной вероятности  $P=0,95$  составляют  $\pm(30 - 60)$  %.

МВИ.МН 6098-2018 устанавливает методику выполнения измерений объемной суммарной альфа-активности и объемной суммарной бета-активности радионуклидов, содержащихся в питьевой воде.

В соответствии с МВИ диапазон измерений объемной суммарной активности для альфа-излучающих радионуклидов составляет от 0,05 до  $10^4$  Бк/л, объемной суммарной активности для бета-излучающих радионуклидов – от 0,2 до  $10^4$  Бк/л.

Доверительные границы погрешности измерения при доверительной вероятности  $P=0,95$  составляют  $\pm(30 - 70)$  %.

Отбор и подготовку проб к измерению объемной суммарной альфа-активности и объемной суммарной бета-активности радионуклидов в питьевой воде проводят в соответствии с ISO 9696 и ISO 9697.

МВИ.МН 6099-2018 устанавливает методику выполнения измерений объемной суммарной альфа-активности и объемной суммарной бета-активности аэрозолей в воздухе с использованием аэрозольных аналитических фильтров типа АФА-РСП либо аналогичных.

В соответствии с МВИ диапазон измерений объемной суммарной альфа-активности аэрозолей в воздухе составляет от 0,001 до  $10^4$  Бк/м<sup>3</sup>, объемной суммарной бета-активности аэрозолей в воздухе – от 0,02 до  $10^4$  Бк/м<sup>3</sup>. Диапазон измерений определяется объемом прокачанного через фильтр воздуха.

Доверительные границы погрешности измерения при доверительной вероятности  $P=0,95$  составляют  $\pm(35 - 65)$  %.

Разработанные МВИ содержат разделы, касающиеся отбора проб, подготовки счетных образцов, выполнения измерений, примеры оценивания неопределенности результатов измерений, а также раздел с описанием процедуры выполнения контроля показателей точности результатов измерений.

В настоящее время ведутся работы по разработке МВИ, основанных на использовании методов радиохимического выделением интересующих радионуклидов из вещества пробы. Разрабатываемые МВИ призваны расширить сферу применения радиометров типа РКС-АТ1329.

### **Литература**

1. Радиометр альфа-бета-активностей на основе «фосвич» детектора. Д. В.Горшков, В. А.Кожемякин, Е. А. Коновалов, Ю. Е.Турончик. Тезисы докладов XIV Международного совещания «Проблемы прикладной спектрометрии и радиометрии», 4-6 октября 2017г., г. Москва, - М.: НОЧУ ДПО «ЭкоСфера», с.74.

# ШИРОКОДИАПАЗОННЫЕ ДОЗИМЕТРЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ДЛЯ ЖЕСТКИХ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

**М.А. Богдан, А.Н. Боровков, Т.М. Карайкоза, А.И. Кукуев, Ю.Ф. Курдя**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

В атомной энергетике, ядерной промышленности, в сфере радиационных технологий эксплуатируются дозиметры, предназначенные для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения в экстремально широком диапазоне (не менее 6 порядков, вплоть до сотен Зв/ч). Контроль высоких уровней мощности дозы необходим также при аварийных и поставарийных ситуациях. Как правило, к подобным приборам предъявляются такие требования, как большой радиационный ресурс, широкий диапазон рабочих температур и относительной влажности, механическая прочность, возможность работы в жидких средах. Создание новых приборов, удовлетворяющих всем этим требованиям и превосходящих известные аналоги [1–3], являлось целью данной разработки.

Предприятием «АТОМТЕХ» разработан дозиметр ДКГ-АТ2533, предназначенный для измерения мощности амбиентного эквивалента дозы и амбиентного эквивалента дозы в полях гамма-излучения высокой интенсивности. В состав дозиметра входят внешний блок детектирования гамма-излучения БДКГ-33, блок обработки информации БОИ-33 и соединительный кабель длиной от 20 до 50 м. При этом БОИ-33 содержит внутренний детектор гамма-излучения, что позволяет осуществлять контроль радиационной обстановки в месте расположения оператора. Органы управления дозиметра позволяют работать в защитных перчатках.

БДКГ-33 содержит два измерительных канала (счетный и фотovoltaический), выполненные на энергоскомпенсированных кремниевых детекторах. Благодаря этому реализован широкий диапазон измерения мощности дозы в 9 порядков (1 мкЗв/ч – 1000 Зв/ч). Энергетический диапазон регистрируемого гамма-излучения от 50 кэВ до 10 МэВ.

При подключении БДКГ-33 к БОИ-33 посредством радиационностойкого кабеля, прибор автоматически переходит к измерению

мощности дозы в месте расположения блока детектирования и сравнению измеренного значения с заранее заданным пороговым уровнем при превышении которого, срабатывает звуковая и световая сигнализация.

Вся особо радиационно-чувствительная электроника находится в БОИ-33 на удалении от блока детектирования, что позволяет обеспечить высокий радиационный ресурс БДКГ-33 (до 5000 Зв). После выработки радиационного ресурса дозиметр сохраняет свою работоспособность с появлением дополнительной погрешности (до  $\pm 10\%$ ) в счетном измерительном канале.

Малогобаритный герметичный корпус (IP68) БДКГ-33 из нержавеющей стали позволяет использовать его в труднодоступных местах и жидких средах. БДКГ-33 и кабель устойчивы к воздействию статического гидравлического давления до 400 кПа (допускается погружение в воду на глубину до 40 м).

Дозиметр устойчив к воздействию температур окружающего воздуха в диапазоне от минус 30 °С до плюс 50 °С, а также относительной влажности воздуха до 98%. В приборе ведется журнал измерений, при этом в энергонезависимую память записывается до 1000 значений максимальной мощности дозы на заранее выбранном временном интервале (от 1 до 255 мин). Кроме того, записывается дата и время включения/выключения дозиметра, подключения/отключения блока детектирования, срабатывания сигнализации и другая служебная информация, которой дозиметр может обмениваться с персональным компьютером по интерфейсу USB 2.0 с помощью прикладного программного обеспечения.

Дозиметр также имеет исполнение ДКГ-АТ2533/1, где в БОИ-33/1 предусмотрено наличие беспроводного модуля Bluetooth 5.0. Благодаря этому, используя прикладное программное обеспечение, оператору предоставляется возможность управления прибором на большем безопасном расстоянии.

К настоящему времени дозиметр прошел государственные приемочные испытания в Республике Беларусь на соответствие требованиям ГОСТ 27451 [4], а также требованиям Международных стандартов IEC 60846-1,-2 [5, 6]. Ведутся работы по внесению данного изделия в Федеральный реестр средств измерений Российской Федерации.

Также на предприятии в настоящее время проходят государственные приемочные испытания широкодиапазонного устройства детектирования УДКГ-37. Оно состоит из блока детектирования гамма-излучения БДКГ-37, блока сопряжения БС-37 и радиационностойкого кабеля. Данное устройство, в зависимости от исполнения, позволяет подключаться к любой системе по

универсальному интерфейсу RS-485 или RS-232. Отличительной особенностью блока детектирования БДКГ-37 от БДКГ-33 является его расширенный диапазон измерения мощности дозы (1 мкЗв/ч – 5000 Зв/ч), а также значительно больший радиационный ресурс (до 50000 Зв).

Таким образом, широкодиапазонные изделия предприятия УП «АТОМТЕХ» ДКГ-АТ2533 и УДКГ-37 благодаря своим уникальным характеристикам могут быть эффективно применимы в следующих областях:

- аварийные и поставарийные ситуации;
- контроль при утилизации и захоронении радиоактивных отходов;
- радиационный мониторинг окружающей среды, территорий и объектов;
- атомная промышленность и АЭС;
- контроль безопасности при радиационной обработке высокоактивными источниками ионизирующего излучения сельскохозяйственного сырья, сырья для лекарственных средств, фармацевтических препаратов;
- научные исследования.

Список используемой литературы:

1. <https://www.mirion.com/products/sthf-gamma-high-flux-probe>
2. <https://www.rotem-radiation.co.il/product/amp-300-meter/>
3. <https://sniipplus.ru/products/%d0%b1%d0%b4%d1%80%d1%81-09%d0%bf/>
4. ГОСТ 27451-87, Средства измерений ионизирующих излучений. Общие технические условия.
5. IEC 60846-1, 2009-04, Radiation protection instrumentation -Ambient and/or directional dose equivalent (rate) meters and/or monitors for beta, X and gamma radiation - Part 1: Portable workplace and environmental meters and monitors.
6. IEC 60846-2, 2015-12, Radiation protection instrumentation -Ambient and/or directional dose equivalent (rate) meters and/or monitors for beta, X and gamma radiation - Part 2: High range beta and photon dose and dose rate portable instruments for emergency radiation protection purposes.

# РАСШИРЕНИЕ ЛИНЕЙКИ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНЫХ СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫХ БЛОКОВ ДЕТЕКТИРОВАНИЯ НА ОСНОВЕ ТКАНЕЭКВИВАЛЕНТНОЙ ПЛАСТМАССЫ ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В СОСТАВЕ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЙ АППАРАТУРЫ

**И.А. Алексейчук, В.Н. Вороньков, В.А. Кожемякин,**

**Р.В. Лукашевич, В.И. Петров**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

Разработанный ранее дозиметрический блок детектирования БДКГ-04 на основе тканеэквивалентной пластмассы (Ø 30×15 мм) благодаря своим техническим характеристикам нашел достойное применение в портативных приборах и системах радиационного контроля. В дальнейшем по предложению заказчиков были разработаны блоки детектирования БДКГ-24 (Зв/ч) и БДКГ-30 (Гр/ч) с размерами детектора Ø 50×40 мм, также нашедшие применение в составе приборов и систем. Особенностью данных блоков детектирования является весьма короткое время измерения (экспозиции), составляющее 0,1 с. Благодаря повышенной чувствительности быстрдействию и другим параметрам, блок детектирования БДКГ-24 свое наиболее интересное применение нашел в составе роботизированной платформы мониторинга наведенной активности на Большом адронном коллайдере (ЦЕРН). Блок детектирования БДКГ-30 оказался предпочтительным для использования в составе выносных автономных постов радиационного мониторинга в правительственных органах контроля природной среды Великобритании. Блок детектирования БДКГ-24 также нашел применение в составе различного типа мультикоптеров для ведения воздушной радиационной разведки. Основное применение – в дозиметре-радиометре МКС-АТ1117М.

В дальнейшем была выполнена разработка блоков детектирования БДКГ-224 и БДКГ-230 (сцинтиллятор Ø 50×40 мм), имеющих интерфейсы RS485/RS422, предназначенных для работы в жестких условиях по климатике

и механике, автономно сертифицированные и уже используемые в системах радиационного контроля.

С целью повышения чувствительности разработан блок детектирования БДКГ-32 с размерами детектора  $\varnothing 70 \times 80$  мм.

Последняя разработка в этом направлении - создание блоков детектирования БДКГ-36 (Зв/ч) и БДКГ-38 (Гр/ч) с использованием тканеэквивалентного сцинтиллятора с размерами  $\varnothing 89 \times 89$  мм. Особенностью этих блоков детектирования является расширение энергетического диапазона до 10 МэВ. Их высокие метрологические характеристики были подтверждены в экспериментах на эталонных установках Беларуси, России и Германии (РТВ).

Ниже приведены таблично в кратком виде технические характеристики данной линейки блоков детектирования на основе тканеэквивалентной пластмассы.

Таблица

Основные технические характеристики дозиметрических блоков детектирования на основе тканеэквивалентных сцинтилляторов

Размер детектора, мм	Блок детектирования	Диапазон измерений	Предел основной погрешности	Чувствительность блока детектирования по $^{137}\text{Cs}$ , имп·с <sup>-1</sup> /мкЗв·ч <sup>-1</sup> (имп·с <sup>-1</sup> /мкГр·ч <sup>-1</sup> )	Диапазон регистрируемых энергий
$\varnothing 30 \times 15$	БДКГ-04	50 нЗв/ч – 10 Зв/ч	$\pm 20$	70	15 кэВ – 3 МэВ
$\varnothing 50 \times 40$	БДКГ-24	20 нЗв/ч – 1 Зв/ч	$\pm 20$	530	25 кэВ – 3 МэВ
	БДКГ-224	40 нЗв/ч – 1 Зв/ч	$\pm 15$	530	30 кэВ – 3 МэВ
	БДКГ-30	20 нГр/ч – 1 Гр/ч	$\pm 20$	(600)	50 кэВ – 3 МэВ
	БДКГ-230	40 нГр/ч – 1 Гр/ч	$\pm 15$	(600)	50 кэВ – 3 МэВ
$\varnothing 70 \times 80$	БДКГ-32	20 нЗв/ч – 0,5 Зв/ч	$\pm 20$	1660	25 кэВ – 3 МэВ
$\varnothing 89 \times 89$	БДКГ-36	20 нЗв/ч – 0,2 Зв/ч	$\pm 10$	2600	40 кэВ – 10 МэВ
	БДКГ-38	20 нГр/ч – 0,2 Гр/ч	$\pm 10$	(3000)	40 кэВ – 10 МэВ

# ОПЫТ РАЗРАБОТКИ АППАРАТУРЫ ВОЗДУШНОЙ РАДИАЦИОННОЙ РАЗВЕДКИ

**В.А. Кожемякин**

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»*

*г. Минск, Республика Беларусь*

*[info@atomtex.com](mailto:info@atomtex.com)*

В докладе представлены материалы, касающиеся многолетнего опыта (50 лет) коллектива предприятия в области разработки аппаратуры воздушной радиационной разведки. Созданные виды аппаратуры охватывают пилотируемые и беспилотные средства, жестко траекторные и дистанционно управляемые, радиационную разведку местности и окружающего воздушного пространства, предназначенные для дозиметрических или спектрометрических измерений.

Приводится историческая справка об аппаратуре на различных временных этапах проектирования, особое внимание уделяется разработкам последних 5–7 лет, связанным с созданием дозиметрической и спектрометрической аппаратуры для пилотируемых и дистанционно управляемых средств радиационной разведки, а также использованию интеллектуальных блоков детектирования в составе малоразмерных планеров и мультикоптеров (дронов).

Рассмотрены основные физические факторы, обуславливающие компоненты суммарной погрешности дистанционных измерений при ведении воздушной разведки местности, приведена оценка составляющих, а также суммарной погрешности с учетом законов их распределения.

Приведены расчетные данные для высотных коэффициентов пересчета к уровню 1 метра от поверхности земли, полученные методом Монте-Карло, а также результаты натурных испытаний современной аппаратуры над площадным (зона Полесского государственного радиационно-экологического заповедника) и точечными гамма-источниками. Данные расчетов и эксперимента отличаются высокой сходимостью.

Подведены итоги и ближайшие направления работ в данной области и перспективы использования полученных результатов в задачах мониторинга

радиационной обстановки в зонах объектов атомной энергетики, переработки радиоактивных отходов, в загрязненных районах после аварии на ЧАЭС, при поиске утерянных гамма-источников, а также в геофизике (поиск месторождений урановых руд) и др.

# АНАЛИЗ СОСТОЯНИЯ СОВРЕМЕННЫХ ДЕТЕКТОРНЫХ СИСТЕМ ДЛЯ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ИЗМЕРЕНИЯХ ИМПУЛЬСНЫХ ПОЛЕЙ ИЗЛУЧЕНИЯ

**Каракаш А.И.**

*ООО НПП «Доза», г. Москва*

Измерения импульсных излучений существенно отличаются от измерений непрерывных излучений и требуют применения специальных методов измерения. При измерениях импульсных излучений самой главной задачей является получение информации о первичном воздействии излучения на вещество, в нашем случае об энергии выделенным излучением в веществе, т.е. о дозе излучения. Выбор методов измерения импульсных излучений должен быть основан на выборе наиболее «прямых» методов измерения, неотягощенных приемами усиления сигнала, и последующими математическими преобразованиями, могущими его исказить.

Из современных детекторных систем для измерения импульсных излучений наиболее перспективными могут быть ионизационные камеры и пассивные накопительные детекторы (например, термолюминесцентные детекторы) в связи с их функционированием с помощью прямых одноступенчатых преобразований энергии.

Приборы с ионизационными камерами измеряют ионизационный ток в камерах и отличаются высокими точностями измерения дозы. В ионизационных камерах поток заряженных ионов, образованных при ионизации газа, служит мерой интенсивности излучения при исключении рекомбинации. Противопоказанием применения ионизационных камер является ограниченный диапазон измерения снизу из-за низкой чувствительности и возможным неполным собиранием ионов при экстремально больших мощностях дозы. В зависимости от параметров импульса излучения конструкция ионизационной камеры и режим работы меняются существенно.

Пассивные накопительные детекторы неудобны в использовании, т.к. с ними невозможно проводить онлайн измерения из-за необходимости применения считывающего устройства, но они совместно с ионизационными камерами могут использоваться как эталон сравнения при выборе детекторных систем для конкретных генераторов излучения.

## **ВТОРИЧНЫЕ ЭТАЛОНЫ ЕДИНИЦЫ АКТИВНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ НА ОСНОВЕ ИСТОЧНИКОВ ГАММА- ИЗЛУЧЕНИЯ ТИПА ОСГИ**

**Жуков Г.В., Алексеев И.В., Аршанский С.М., Заневский А.В.,  
Колодка А.А., Сэпман С.В., Терещенко Е.Е., Трофимчук С.Г.,  
Шильникова Т.И.**

***ФГУП «ВНИИМ им. Д.И. Менделеева», г. Санкт-Петербург***

**Рогозев А.Б.**

***ЗАО «РИТВЕРЦ», г. Санкт-Петербург***

Рассмотрены вопросы метрологического обеспечения измерений активности радионуклидов. Приведены результаты научно-исследовательской работы, выполненной ФГУП «ВНИИМ им. Д.И. Менделеева» совместно с ЗАО «РИТВЕРЦ» по созданию вторичного эталона единицы активности гамма-излучающих радионуклидов в виде источников ОСГИ на основе радионуклидов  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{88}\text{Y}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ . Описана процедура передачи единицы активности от первичного эталона.

В настоящее время основой обеспечения единства измерений активности радионуклидов и связанных с ней физических величин в РФ является Государственный первичный эталон единиц активности радионуклидов, удельной активности радионуклидов, потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников ГЭТ 6-2016 (ГПЭ). Передача единиц физических величин от ГПЭ осуществляется в соответствии с государственной поверочной схемой (ГПС). ГПС согласно ГОСТ 8.033 заменена новой ГПС, утвержденной приказом Руководителя Росстандарта от 29 декабря 2018 г. № 2841, и вводится в действие с 30 апреля 2019 г.

На текущий момент в метрологической практике применяются ВЭТ единицы активности в виде источников бета-излучения типа С0 (из радионуклидов  $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$ ) и альфа-излучения типа П9 (из радионуклида  $^{239}\text{Pu}$ ). В то же время ВЭТ на основе источников фотонного излучения отсутствуют, несмотря на то, что потребность в таких эталонах существует и прежде всего они необходимы для поверки рабочих эталонов 1-го разряда на основе спектрометрических источников ОСГИ. Чтобы метрологические организации могли осуществлять поверку таких эталонов, в их распоряжении должен быть ВЭТ единицы активности в виде источников ОСГИ, активность которых измерена с расширенной неопределенностью не более 2,0 % при  $k = 2$ .

В результате проведенной работы ВНИИМ им. Д.И. Менделеева и «РИТВЕРЦ» создали несколько комплектов источников ОСГИ-РТ, метрологические характеристики которых соответствуют требованиям, предъявляемым к ВЭТ.

В ходе выполнения работы были решены следующие задачи:

- исследованы методы измерений активности радионуклидов в растворах, предназначенных для изготовления источников типа ОСГИ с метрологическими характеристиками, соответствующими ВЭТ;

- исследованы метрологические характеристики изготовленных из них источников ОСГИ-РТ, оценено соответствие их характеристик требованиям, предъявляемым к ВЭТ;

- выполнена оценка влияния методов изготовления источников и метода передачи единицы активности на их метрологические характеристики.

В комплект ОСГИ-РТ может входить различное количество источников. Для ВЭТ были выбраны гамма-излучающие радионуклиды, обеспечивающие перекрытие энергетического диапазона типовых гамма-спектрометров, а также обладающие достаточно большим периодом полураспада и высокой интенсивностью гамма-квантов, испускаемых на акт распада [1].

Оборудование в составе ГПЭ позволяет выполнять прямые измерения активности радионуклидов  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{228}\text{Th}$ ,  $^{152}\text{Eu}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{133}\text{Ba}$ ,  $^{88}\text{Y}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{54}\text{Mn}$  в источниках ОСГИ с точностью, соответствующей уровню ВЭТ, например, на установках КХ- $\gamma$  совпадений (УЭА-3) и 4 $\pi\gamma$ -счёта (УЭА-7).

Источники ОСГИ-РТ прошли испытания в целях утверждения типа средства измерений (номер в госреестре 74005-19) и могут применяться в качестве вторичного эталона.

Разработанные комплекты источников могут найти применение в национальных метрологических институтах РФ и стран – членов КОOMET, региональных центрах метрологии, стандартизации и испытаний, ведомственных метрологических лабораториях.

### Список литературы

1. Table of Radionuclides  
URL:[http://www.nucleide.org/DDEP\\_WG/DDEPdata.htm](http://www.nucleide.org/DDEP_WG/DDEPdata.htm)
2. Pomme S, “Methods for primary standardization of activity”, Metrologia, 44 (2007) S17–S26.

### Groupings Final v3/Explanation

3. ГОСТ 8.033-96 Государственная система обеспечения единства измерений (ГСИ). Государственная поверочная схема для средств измерений активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников.

# ПОСТРОЕНИЕ РАСПРЕДЕЛЕННОЙ СИСТЕМЫ ПОЛУЧЕНИЯ И ОБРАБОТКИ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИИ НА БАЗЕ ПО LSRMSERVER

В.Н. Даниленко, Е.А. Ковальский, И.В. Кувыкин, Р.А. Пономаренко

Представлено программное обеспечение LsrmsServer для распределенных систем получения и обработки спектрометрической информации. ПО LsrmsServer предназначено для работы в системах, отдельные компоненты которых разнесены в пространстве и связь между ними осуществляется через стандартные сетевые протоколы.

LsrmsServer предоставляет независимый от операционной системы интерфейс обмена данными и управления спектрометрическим оборудованием. На Рис. 1. схематически изображены основные принципы построения измерительной системы на базе ПО LsrmsServer. К удалённому компьютеру, на котором запущено ПО LsrmsServer, может быть подключено несколько спектрометрических трактов (МСА), управление этими трактами осуществляется с другого компьютера, на котором установлена SpectraLine или другая программа-клиент.

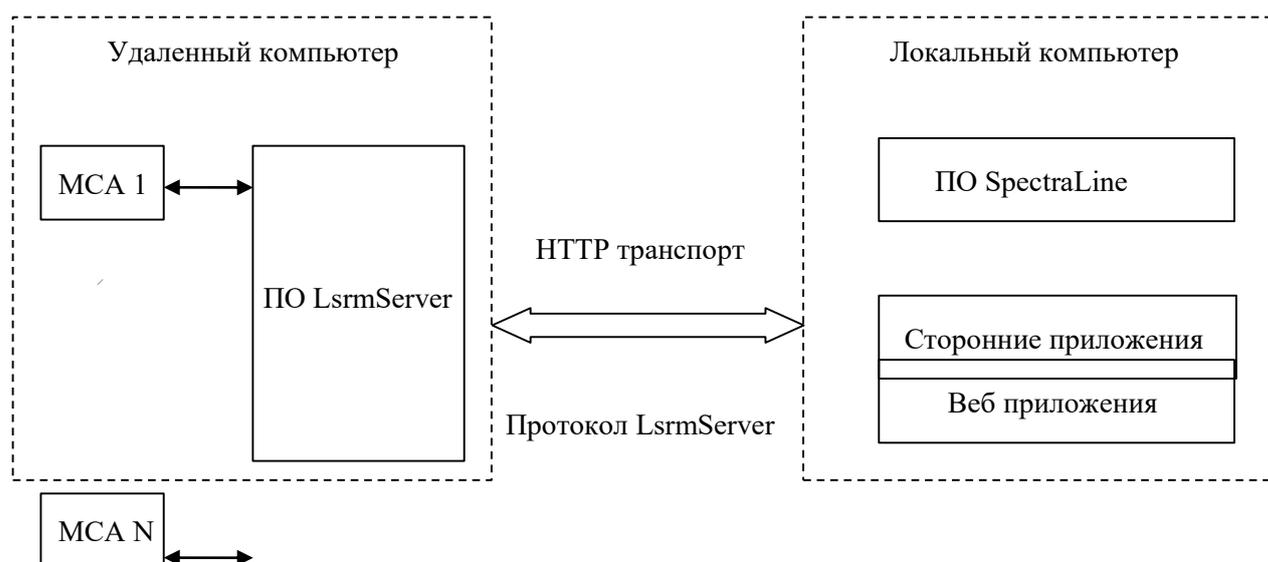


Рис. 1.

С помощью набора команд пользователь получает возможность, например, запросить список подключённых к удалённой системе

спектрометрических трактов, запустить измерение спектра, получить и обработать набранный спектр. Подключение к устройствам в версии для Windows производится с помощью тех же модулей, что и в ПО SpectaLine, что обеспечивает связь с большим количеством спектрометрических устройств.

Предложенный подход к взаимодействию со спектрометрическими системами предоставит, в том числе, возможность пользователям создавать свои приложения для набора и обработки информации (например, на основе современных web-технологий). Такие приложения могут быть использованы для измерения высокоактивных образцов или систем АСКРО.

# СРАВНИТЕЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТОЧНОСТИ АНАЛИЗА ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ SPECTRALINE, MGA, MGAU И FRAM ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ИНСПЕКЦИОННОГО КОНТРОЛЯ В РАМКАХ ЯДЕРНЫХ ГАРАНТИЙ МАГАТЭ

Майоров В.П., Берлизов А.Н. МАГАТЭ;

Кувыкин И.В. Даниленко В.Н., Ковальский Е.А. ООО "ЛСРМ"

Компания ЛСРМ по контракту с Международным Агентством по Атомной Энергии (МАГАТЭ) разработала версию Ultimate экспертного программного обеспечения SpectraLine для анализа изотопного состава урана и плутония образцов, измеренных с целью контроля и учета ядерных материалов гамма спектрометрическим методом как в полевых, так и лабораторных условиях. Программы MGA, MGAU и FRAM используются МАГАТЭ для серийного инспекционного контроля ядерных материалов, находящихся под международными гарантиями. В настоящее время имеется необходимость как в улучшении точности, так и в усовершенствовании пользовательского интерфейса программ обработки. SpectraLine предоставляет новые возможности для этих целей.

Для сравнения программ был использован представительный набор гамма-спектров образцов с известным изотопным составом урана и плутония. Спектры для анализа были предоставлены Объединенным исследовательским центром Евратома и лабораторией гарантий МАГАТЭ (Зейберсдорф, Австрия). Ряд спектров был измерен сотрудниками отдела гарантий МАГАТЭ. В набор анализируемых спектров были включены данные измерений образцов с помощью планарных и коаксиальных германиевых детекторов, а также LaBr и NaI детекторов. Спектры были обработаны по программам SpectraLine (Ultimate), MGA, MGAU и FRAM. Изотопный состав урана и плутония, определенный различными кодами, сравнивался с данными сертификатов или результатами разрушающего изотопного анализа. Сравнение полученных данных позволяет сделать вывод о том, что SpectraLine не уступает, а в ряде случаев превосходит точность определения изотопного состава урана и плутония с помощью кодов MGA, MGAU и FRAM. В работе приводятся данные обработки спектров и сравнительные характеристики программ.

## НОВЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ NuclideMaster

**Демина Н.С., Кувыкин И.В.**  
**(ООО «ЛСРМ», Зеленоград)**

### **Источники данных**

ПО ЛСРМ использует информацию о радионуклидном распаде из данных ENSDF, публикуемых Брукхейвенской лабораторией. В программе NuclideMaster была реализована возможность дополнения этой базы данными из других источников и выбора какого-либо из них для работы. В комплект поставляемого ПО, помимо ENSDF, входят данные из нескольких источников, в том числе данные DDEP, публикуемые лабораторией Анри Беккереля. Пользователь имеет возможность создавать, редактировать и проводить сравнение данных из разных источников.

### **Генерация спектров**

В программе EffCalcMC, наряду с возможностями расчета эффективности регистрации и поправок на истинное суммирование, была реализована возможность генерации спектров методом Монте-Карло для лабораторных геометрий, к которым относятся точка, цилиндр и сосуд Маринелли.

Спектры могут быть сгенерированы для моделей детекторов и анализаторов в формате, общем для программ EffCalcMC и EffMaker, что позволяет проводить расчёты в обеих программах для одних и тех же моделей. Возможности расчёта эффективности и генерации спектров методом Монте-Карло, имеющиеся в программе EffMaker, предназначены главным образом для больших объектов разных форм, измеряемым на большом расстоянии. Реализация метода Монте-Карло для этих случаев имеет некоторые упрощения, позволяющие ускорить расчёты, добиваясь результатов с точностью, приемлемой для таких геометрий, но иногда недостаточной для геометрий лабораторных и измерений на маленьких расстояниях. В настоящей версии EffCalcMC реализована возможность генерации спектров для смеси радионуклидов с учётом цепочек распада.

Возможность генерации гамма-спектров для лабораторных геометрий интегрирована в программу NuclideMaster.

## **ЭМУЛЯЦИЯ НАКОПЛЕНИЯ СПЕКТРОВ ОТ СМЕСИ КОРОТКОЖИВУЩИХ РАДИОНУКЛИДОВ В РЕЖИМЕ РЕАЛЬНОГО ВРЕМЕНИ С УЧЁТОМ ЦЕПОЧЕК РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА ДЛЯ КОНТРОЛЯ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТВЭЛОВ**

Демина Н.С., Ковальский Е.А, Кувыкин И.В., Скубо Ю.В., Федоровский С.Ю

(ООО «ЛСРМ», Зеленоград)

Система контроля активности теплоносителя КИС-СКАТ решает задачу определения положения негерметичных твэлов по активности короткоживущих радионуклидов на фоне равновесного набора радионуклидов, присутствующих в измерительной ёмкости. Короткоживущими считаются радионуклиды, период полураспада которых меньше или сравним с периодом циркуляции теплоносителя. В рамках данной системы программа Heraclitus проводит радиационный мониторинг требуемого набора радионуклидов.

Для тестирования стабильности работы системы КИС-СКАТ, подбора оптимальных условий работы и конфигурации оборудования потребовалось эмулировать накопление спектров от смеси короткоживущих радионуклидов в режиме реального времени.

Существующий программный комплекс GammaLab эмулирует процесс измерения источников гамма-излучения с помощью полупроводниковых и сцинтилляционных спектрометров в режиме реального времени. Но его математическая модель не учитывает уменьшение активности радионуклидов со временем, что не позволяет работать с короткоживущими радионуклидами, период полураспада которых меньше или сравним со временем моделируемого процесса.

Математическая модель накопления спектров в режиме реального времени с учетом цепочек радиоактивного распада, когда происходит уменьшение активности родительского и накопление дочерних радионуклидов, реализована в программе «Имитатор КИС-СКАТ». Данная программа имитирует работу системы КИС-СКАТ.

В качестве начальных параметров программа получает:

- эффективность регистрации спектрометра с учетом реальной геометрии измерений,
- набор радионуклидов (в т.ч. активности радионуклидов) в измерительной емкости до разгерметизации твэла,
- время до разгерметизации твэла,
- набор радионуклидов, поступающий от негерметичного твэла,
- время нахождения радионуклидов от негерметичного твэла в измерительной емкости.

Результатом будут сгенерированные спектры для каждого момента времени, передаваемые для обработки программе Heraclitus.

# ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА ФОСФОРНЫХ РУД С ПОМОЩЬЮ МЕТОДА МЕЧЕННЫХ НЕЙТРОНОВ

КРЕМЕНЕЦ В.А.<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>ООО «Диамант», г. Дубна, Московская обл., Россия

<sup>2</sup>МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва, Россия

Для контроля элементного состава в пробах фосфорных руд создан и испытан анализатор горных пород (АГП-Ф), способный проводить неразрушающий экспресс-анализ в полевых условиях. Установка позволяет определять содержание 25 различных элементов (Na, Mg, C, N, O, F, Al, Si, P, S, Cl, K, Ca, Ti, Cr, Mn, Fe, Ni, Cu, Zn, Zr, Pb, Sn, Bi, Sb) непосредственно в горной породе.

Метод основан на облучении пробы руды мечеными пучками быстрых нейтронов с энергией 14 МэВ с последующей регистрацией вторичного гамма-излучения, рождаемого при неупругом рассеянии нейтронов на ядрах вещества анализируемого объекта. Разработанная методика позволяет выделить в спектре вклад отдельных химических элементов.

Установка эксплуатировалась в течение 6 месяцев для анализа проб магнетитовой, апатитовой и апатит-штаффелитовой руд Кольского рудного района. Наблюдается хорошее количественное соответствие с результатами химического анализа. Обсуждаются особенности метода меченых нейтронов применительно к элементному анализу и полученные результаты на установке АГП-Ф.

# ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДА МЕЧЕНЫХ НЕЙТРОНОВ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА МАРСИАНСКОГО ГРУНТА

Рогов Ю.Н. ООО «Диамант», г. Дубна.

Создана мобильная установка, использующая метод меченых нейтронов, предназначенная для дистанционного неразрушающего определения элементного состава различных объектов. Установка состоит из нейтронного генератора ИНГ-27 со встроенным 9-пиксельным кремниевым альфа-детектором, 24 гамма-детекторами на основе кристаллов ВGO, термостатированного корпуса, системы позиционирования и погрузчика, предназначенного для перемещения установки к месту измерения.

Принцип работы установки основан на облучении объекта досмотра быстрыми мечеными нейтронами с энергией 14 МэВ и измерении вторичного гамма-излучения от объекта в совпадении с сигналами от встроенного альфа-детектора. Это позволяет существенно улучшить соотношение сигнал/шум и восстановить элементный состав объекта измерений.

Была проведена проверка возможности использования данной установки для определения элементного состава модели марсианского грунта, созданной ЛНФ ОИЯИ и ИКИ РАН. Для этого предварительно были сняты спектры базовых химических элементов, и на простых смесевых образцах проверена работа процедуры восстановления состава вещества. Получено хорошее количественное согласие между результатами измерений и исходным элементным составом образцов. Модель марсианского грунта выполнена в виде чередующихся слоёв железа, стекла, алюминия, поливинилхлорида суммарной толщиной 60 см. Усреднённый элементный состав модели с достаточной точностью описывает состав марсианского грунта. Модель марсианского грунта была облучена в нескольких режимах. Получено качественное согласие между результатами анализа и ожидаемыми значениями. Обсуждаются полученные результаты и пути улучшения процедуры анализа.

## **КСЕНОНОВЫЙ ГАММА-СПЕКТРОМЕТР ДЛЯ СОРТИРОВКИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

**С.Е. Улин, А.С. Новиков, В.В. Дмитренко, К.Ф. Власик, З.М. Утешев,  
А.Е. Шустов, И.В. Чернышева**

**Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»  
(НИЯУ МИФИ) г. Москва**

Представлен гамма-спектрометр для сортировки радиоактивных отходов, основным элементом которого является цилиндрическая импульсная ионизационная камера с чувствительным объемом четыре литра, заполненная сжатым ксеноном. Стенка камеры изготовлена из нержавеющей стали толщиной 0,5 мм, на которую нанесено композитное покрытие. Это позволило уменьшить поглощение гамма-квантов в стенках гамма-спектрометра и расширить энергетический диапазон регистрируемого гамма-излучения. Дано описание основных физико-технических характеристик гамма-спектрометра и результаты его лабораторных и натурных испытаний.

## СОЗДАНИЕ НЕЭМАНИРУЮЩИХ ТОЧЕЧНЫХ ИСТОЧНИКОВ НА ОСНОВЕ РАДИОНУКЛИДА Ra-226 И ИЗМЕРЕНИЕ ИХ АКТИВНОСТИ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИМ МЕТОДОМ

Алексеев И.В., Жуков Г.В., Колодка А.А., Сэпман С.В., Терещенко Е.Е

ФГУП «ВНИИМ им. Д.И. Менделеева», г. Санкт-Петербург, Россия)

Измерение активности радионуклида Ra-226 является важной задачей обеспечения единства измерений ионизирующих излучений. Эталонные растворы радионуклида Ra-226 и источники различных типов и конструкций, изготовленные из этих растворов, используются в самых разных областях науки и техники: в атомной промышленности, в радиоэкологии, в геологии, в медицине, в научных исследованиях и в метрологии. В метрологии эталонные источники и эталонные растворы Ra-226 используются при изготовлении объёмных мер активности специального назначения (ОМАСН), при создании генераторов радона различных конструкций, для метрологической аттестации методик измерений активности естественных радионуклидов в стройматериалах, в радиологическом мониторинге, для калибровки и испытаний средств измерений. Ключевой задачей во всех этих случаях является точное знание активности Ra-226 в эталонных источниках и растворах

Применение абсолютных методов, как наиболее точных, при измерении активности радионуклидов в случае Ra-226 невозможно из-за сложности схемы ядерно-физических превращений дочерних радионуклидов в ряду Ra-226 и эманации радона-222.

Целью настоящей работы было создание неэманлирующих точечных источников на основе радионуклида Ra-226 типа ОСГИ, а также квазиточечных источников из эталонного раствора Ra-226 в микропробирках «Эппендорф» объёмом 0,25 мл, в которых достигается вековое равновесие между материнским радионуклидом Ra-226 и дочерними продуктами распада. Для измерения активности приготовленных неэманлирующих источников из Ra-226 использовался спектрометрический метод. Осуществлялась проверка отсутствия эманации Rn-222 из изготовленных источников.

Во ВНИИМ им. Менделеева на установках государственного первичного эталона активности ГЭТ 6-2016 абсолютными методами были измерены активности источников из радионуклидов Po-210 и Cs-134 с неопределённостью 0,5% для коэффициента охвата  $k=2$ . Далее на вторичном

эталоны активности радионуклидов ГЭТ 6-12 относительным методом производилось точное измерение активности источников Ra-226. Активность Ra-226 в источниках определялась по линии 184,4 кэВ радионуклида Po-210 близкой по энергии к линии радия 186,2 кэВ. Активность дочерних продуктов радия определялась по линии 604,6 кэВ радионуклида Cs-134 кэВ, близкой по энергии к линии 609,4 кэВ дочернего радионуклида Bi-214. Все радионуклиды, (кроме Ra-226) обладают высокой интенсивностью гамма-квантов, испускаемых на акт распада и эти интенсивности известны с высокой точностью[1].

По предварительным результатам активности источников Ra-226, измеренные таким методом имеют неопределённости не более 2% для коэффициента охвата  $k=2$ . Это позволит в ближайшем будущем создать источники Ra-226 типа ОСГИ по своим метрологическим характеристикам соответствующим требованиям поверочной схемы для средств измерений активности радионуклидов ГОСТ 8.033-96[2], предъявляемым к вторичным эталонам единицы активности радионуклидов.

1. Table of Radionuclides U[http://www.nucleide.org/DDEP\\_WG/DDEPdata.htm](http://www.nucleide.org/DDEP_WG/DDEPdata.htm)
2. ГОСТ 8.033-96 Государственная система обеспечения единства измерений (ГСИ). Государственная поверочная схема для средств измерений активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников.

## РАЗРАБОТКА БЕТА-СПЕКТРОМЕТРА, АЛЬФА-БЕТА-РАДИОМЕТРА

**Зацепин К.А., Ломов А.А., Пугачёв А.Н.**

*ЗАО НПЦ «Аспект», г. Дубна*

В докладе говорится о разработке нового устройства, основанного на органическом сцинтилляционном детекторе с напылением сульфида цинка ZnS.

Устройство способно в реальном времени разделять сигнал от альфа- и бета-излучения по длительности, показывать скорости счета по обоим видам излучения, набирать энергетический спектр альфа-, бета-частиц или их суммы.

Теоретически рассчитана толщина пластинчатого сцинтиллятора в детекторе.

Экспериментально показано отсутствие влияния напыления ZnS на бета-спектрометрические характеристики.

Приведен ряд практических задач, в которых применение данной разработки оптимально.

## СЕМЕЙСТВО ЦИФРОВЫХ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИХ УСТРОЙСТВ

*Зацепин К.А., Калинин А.В., Марков А.П., Пугачев А.Н., Хвастунов С.М.*

*ЗАО НПЦ «Аспект», г. Дубна,*

*Червяков Р.В.*

*ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова»*

В докладе представлена разработка ЗАО «НПЦ «АСПЕКТ» – семейство цифровых спектрометрических устройств СУ-07. Представлены различные варианты исполнения (СУ-07ЦА, СУ-07ЦП, СУ-07ЦТ) и их основные технические характеристики. Приводятся результаты испытаний по проверке максимальной входной статистической загрузки, температурной стабильности и климатических испытаний.

Устройство СУ-07 представляет собой многоканальный анализатор с максимальным разрешением 16К каналов, выполненный в промышленном исполнении, построенный на основе технологии цифровой обработки сигналов. В сочетании с программным обеспечением и компьютером образует законченный спектрометрический тракт, обеспечивающий проведение набора и качественный анализ спектров. Спектрометрические устройства предназначены для создания линейного преобразования выходного сигнала полупроводниковых детекторов ионизирующих излучений в цифровой код, накопления кода в виде амплитудного спектра, с последующим считыванием спектра в ПК. Отличительной особенностью СУ-07 является цифровая обработка сигнала (ЦОС) и минимальное количество аналоговых схем, участвующих в обработке сигнала, ЦОС осуществляется с помощью программируемых логических интегральных схем, что позволяет реализовать высокопроизводительную обработку сигнала.

Данные спектрометрические устройства внесены в состав спектрометра ГАММА-1П.

## ОБЗОР НОВЫХ МОДЕЛЕЙ ПАСПОРТИЗАТОРОВ РАО

**Алексеев С.В., Букарева О.П., Прохоров А.В., Пугачёв А.Н., Савин В.М.**

*ЗАО НПЦ «Аспект», г. Дубна*

В докладе проводится обзор некоторых моделей паспортизаторов радиоактивных отходов семейства СКГ-02 и сопутствующих им устройств – несоизмерительных поворотных платформ для упаковок РАО больших габаритов, выпускаемых ЗАО «НПЦ «АСПЕКТ», рассматриваются их технические характеристики и функциональные особенности.

Также рассматриваются перспективные разработки ЗАО «НПЦ «АСПЕКТ», паспортизаторы высокоактивных РАО на основе CZT-детекторов.

# ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ СОЗДАНИЯ РАДИОДИАГНОСТИЧЕСКОЙ АППАРАТУРЫ НА ОСНОВЕ CdZnTe ДЕТЕКТОРОВ

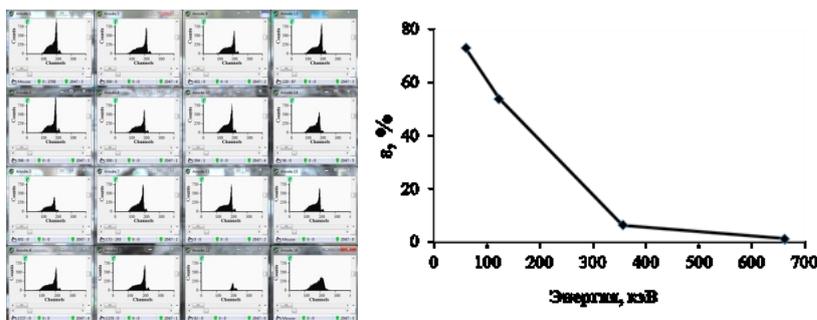
Газизов И.М., Голышев В.Д., Смирнов А.А., Стрекаловский О.В.

*АО «Институт физико-технических проблем», г. Дубна.*

Одним из направлений развития современной ОФЭКТ томографии является поиск новых детекторных материалов на смену традиционной Ангеровской NaI(Tl) камеры. Определенный успех был достигнут с применением CdZnTe детекторов, позволяющий значительно улучшить показатели назначения гамма-камер, такие как энергетическое разрешение, собственное пространственное разрешение. Целью настоящей работы было исследование возможности создания отечественных CdZnTe портативных (с размером поля визуализации 80x80 мм<sup>2</sup>) и малоформатных гамма-камер для радионуклидной диагностики и в перспективе для ОФЭКТ томографии. Весь комплекс оборудования предполагается создавать на основе унифицированных детекторных модулей с габаритным размером 40x40 мм<sup>2</sup>. Каждый модуль включает 64-пиксельные детекторы с шагом пикселей 2,46мм и две малошумящих 128-канальных интегральных схемы считывания и обработки сигналов ASIC. Для изготовления детекторов в перспективе будет использоваться отечественный CdZnTe материал, выращенный с помощью ОТФ-метода, обеспечивающий процент выхода годных в 3-4 раза выше по сравнению с традиционными методами. Энергетическое разрешение (ПШПВ), собственное пространственное разрешение и собственная интегральная неоднородность гамма-камер составят 6,5%, 2,5 мм и 3,0% соответственно.

На настоящем этапе были выбраны конструктивные параметры dZnTe детекторов, определены технические требования к основным характеристикам детектора и электрофизическим параметрам материала. Расчеты потерь заряда детекторов показали, что для получения требуемых характеристик детекторов с толщиной 0,5 см при рабочих напряжениях 500-600В необходимы монокристаллы с транспортным параметром переноса электронов  $\mu\tau$  не менее  $3 \cdot 10^{-3} \text{ см}^2/\text{В}$ . Исследовались технологические аспекты монтажа пиксельных детекторов. Был выбран технологически эффективный и экономически обоснованный метод сборки, связанный с использованием низкотемпературного проводящего адгезива. При этом также учитывались температурные ограничения и хрупкость CdZnTe кристаллов.

Проверку спектрометрических характеристик детекторов и показателей эффективности регистрации осуществляли на 16-пиксельных CdZnTe детекторах размером 6х6х5 мм<sup>3</sup>. Спектрометрические измерения проводились на 16-канальной «КАМАК» системе регистрации гамма-излучения с использованием разработанной программы сбора и обработки данных. На Рис.1 показаны спектры гамма-излучения <sup>57</sup>Co. Энергетическое разрешение пикселей составило (4,9±1,60)% по линии 122 кэВ, что в 2-2,5 раза лучше аналогичных характеристик традиционных NaI(Tl) детекторов. Неоднородность счета (СКО) в 12% энергетическом окне составила 20% и связана с краевыми эффектами из-за небольшого размера детектора и эффектами деления заряда. На Рис.2 показана зависимость от энергии измеренной относительной эффективности регистрации гамма-излучения  $\epsilon$  от энергии. Эффективность регистрации  $\epsilon$  при энергии 122 кэВ и 356 кэВ составили 54% и 6,4% соответственно.



Расчеты системной чувствительности гамма-камер с разными коллиматорами проводились для энергий 140,5 кэВ (Tc-99m) и 364 кэВ (I-123) по формуле  $S = \epsilon \frac{D^2}{4\pi L^2} \frac{D^2}{(D+T)^2}$  в соответствии с измеренными величинами  $\epsilon$ . Для твердотельных детекторов обычно используются параллельно-дырочные коллиматоры с квадратными отверстиями.

В зависимости от планируемых клинических применений для ОФЭКТ сцинтиграфии и томографии используются различные РФП с энергией гамма-квантов от 80 кэВ до 256 кэВ (364 кэВ в исключительных случаях). Использование CdZnTe детектора с толщиной 6мм вместо 5мм позволит улучшить системную чувствительность гамма-камер до 20%, как показали расчеты зависимостей эффективности поглощения гамма-излучения от энергии.

При флип-чип монтаже компонентов после этапа формирования столбиковых контактов осуществляется непосредственно сам монтаж, который заключается в прецизионном совмещении компонентов, их

присоединении с требуемым усилием и в необходимом температурном режиме с учетом различных технологий присоединения

Таким образом, учитывая, что температура при монтаже не должна превышать 1200 С и хрупкость кристаллов CdZnTe, для разработки технологии флип-чип монтажа и выполнения проекта был выбран метод сборки, связанный с использованием низкотемпературного проводящего адгезива. При этом до окончательного выбора метода монтажа и отработки технологии необходимо более тщательно исследовать технологически три его разновидности, которые связаны с созданием разных столбиковых выводов на разных компонентах:

Измерения размером 6x6x5 мм<sup>3</sup> в 12% окне. Основные измерения были связаны с расчетами величин относительной эффективности регистрации фотонов  $\epsilon$  и чувствительности регистрации  $s$  для энергии 122 кэВ (Co-57). Установленные в результате вычислений параметры будут близки к соответствующим характеристикам для энергии 140,5 кэВ (Tc-99m). Расчеты величин относительной эффективности  $\epsilon$  для 16-пиксельного CdZnTe детектора

Б.1 Конструктивные параметры и показатели назначения пиксельных CdZnTe детекторов.

Б.2 Исследование основных характеристик 16-пиксельных CdZnTe детекторов.

Б.2.1 Спектрометрические и электрические характеристики пиксельных CdZnTe детекторов.

Б.2.2 Теоретическая и экспериментальная проверка характеристик эффективности регистрации CdZnTe детекторов.

Б.3 Выбор основных конструктивных параметров пиксельных детекторов.

А) Размер пиксельных CdZnTe детекторов.

Б) Шаг пиксельных CdZnTe детекторов.

В) Размер пикселей.

Б.4 Оценка чувствительности гамма-камеры для ПГК и МСУ.

Б.5 Электрические и спектрометрические характеристики пиксельных детекторов для разрабатываемых гамма-камер. Требования к электрофизическим характеристикам монокристалла CdZnTe.

# РАЗРАБОТКА И ИССЛЕДОВАНИЕ КОПЛАНАРНЫХ CdZnTe ДЕТЕКТОРОВ ДЛЯ СПЕКТРОМЕТРИИ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ

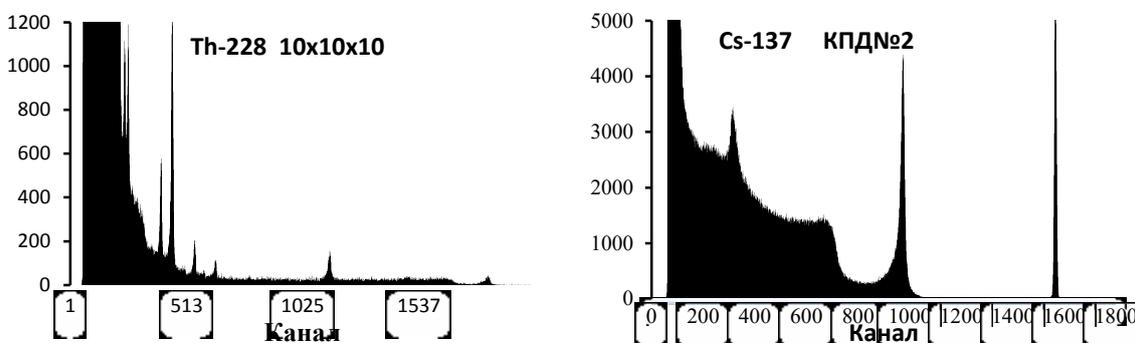
Газизов И.М., Силаев Е.А., Смирнов А.А.

*АО «Институт физико-технических проблем», г. Дубна.*

Для преодоления проблемы плохого сбора дырок в CdZnTe детекторах используются несколько различных видов детекторов с преимущественным сбором электронов. Одной из таких конструкций является копланарный детектор, состоящий из двух анодных сеток, вложенных друг в друга. Зарядовый сигнал на выходе копланарного детектора равен сумме сигналов с двух анодных сеток. Суммирование сигналов с разных сеток (собирающей и несобирающей) производится с некоторым коэффициентом усиления  $G$ . Настройка  $G$  дает возможность минимизировать энергетическое разрешение блока детектирования, компенсируя захват электронных носителей на ловушки.

На планарных детекторах  $10 \times 10 \times 5 \text{ мм}^3$  методом фотолитографии были созданы два типа копланарных детекторов КПД№2 и КПД№3, различающиеся шагом полосок. Конструктивное различие электродов детектора определяет различное распределение весового потенциала на плоскости вблизи анодов, которое в конечном итоге влияет на различный сбор носителей. В работе сравнивались распределения весового потенциала детекторов  $\Delta\varphi_{\text{max}}$  по плоскости вблизи анодов и их корреляции с характеристиками детекторов. Для расчета весовых функций детекторов привлекалась программа расчета электростатического потенциала FEMM и рассчитывался специальный показатель  $\Delta\Phi = \sum_i \Delta\varphi_i$ .

В работе также исследовался копланарный детектор с размерами  $10 \times 10 \times 10$ .



На Рис.1 и Рис.2 показаны амплитудные спектры, полученные облучая различными гамма-источниками блоки детектирования на копланарных

детекторах  $10 \times 10 \times 10 \text{ мм}^3$  и КПД №2  $10 \times 10 \times 5 \text{ мм}^3$ . Энергетическое разрешение по линии 662 кэВ (Cs-137) составляло 12кэВ и 14,5 кэВ соответственно.

Измерялись различные функциональные зависимости параметров детекторов, такие как зависимости энергетического разрешения от межсеточного и высоковольтного напряжения. Установлено, что всегда существуют оптимальные величины рабочих напряжений. Измеренные детекторы различной конструкции КПД №2 и КПД №3 имели разные коэффициенты формы пика полного поглощения, что, видимо, связано с неоднородностью весового потенциала на периферии детекторов, это также подтверждается различием рассчитанных выше показателей неоднородности весового потенциала  $\Delta\Phi$  в этих детекторах.

Интегральная нелинейность блока детектирования с детектором  $10 \times 10 \times 10 \text{ мм}^3$  измерялась по 14 изотопам. В диапазоне 60-2600кэВ ИНЛ составила 0,04%. Для сравнения, ИНЛ БД на основе с бромидом лантана в 10 раз хуже. БД с детектором КПД №3  $10 \times 10 \times 5 \text{ мм}^3$  имел более худшую величину ИНЛ 0,1%.

Измерялась зависимость энергетического разрешения  $\Delta E$  детекторов от энергии - в отличие от аналогичной зависимости для ОЧГ детектора эта зависимость линейна и отражает преобладание в величине разрешения компоненты, связанной с флуктуацией сбора носителей  $\Delta E_c = R_\lambda \bar{\lambda} E$ .

Тщательно исследовалась эффективность регистрации копланарных детекторов. Измерение зависимости внутренней эффективности регистрации проводилось по источникам ОСГИ на расстоянии 80мм от поверхности детектора. Степенная зависимость эффективности от энергии, измеренная с помощью источника Eu-152, имела вид  $\varepsilon_{\text{вн}} = 9,2 \cdot 10^5 E^{-1,825}$ . Зависимость эффективности регистрации от энергии у детектора  $10 \times 10 \times 5 \text{ мм}^3$  имела аналогичный вид с показателем 1,82:  $\varepsilon_{\text{вн}} = 3,2 \cdot 10^5 E^{-1,82}$ . Измерение абсолютной эффективности регистрации детектора  $10 \times 10 \times 10 \text{ мм}^3$  позволило определить

Измерение температурных зависимостей параметров блоков детектирования проводилось в диапазоне температур 5-45 °С. В результате было установлено, что смещение фотопика с температурой практически нулевой. Однако энергетическое разрешение увеличивается довольно сильно с температурой выше 35°С. Видимо, это связано с изменением поведения весового потенциала с температурой.

Максимальная нагрузочная способность копланарного детектора  $10 \times 10 \times 5 \text{ мм}^3$  определялась с помощью составного источника Cs-137 и Co-60 с активностью 1,5 Ки. Измерялось изменение энергетического разрешения и положения пика от частотной загрузки с изменением расстояния источник –

детектор. В результате определено, что максимальная загрузочная способность БД с детектором КПД №2  $10 \times 10 \times 5 \text{ мм}^3$  составила  $2 \cdot 10^5 \text{ с}^{-1}$ .

# СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК ДОЗИМЕТРОВ-РАДИОМЕТРОВ, ПЕРСПЕКТИВНЫХ ДЛЯ ПРИМЕНЕНИЯ В ТАМОЖЕННОМ КОНТРОЛЕ ЗА ДЕЛЯЩИМИСЯ И РАДИОАКТИВНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ

**А.В. Борисенко, В.Н. Кустов, В.В. Темченко, Ю.В. Чубов**

*Владивостокский филиал Российской таможенной академии*

В рамках продолжения работы по изучению влияния характеристик приборов радиационного контроля на эффективность мер по пресечению незаконного перемещения делящихся и радиоактивных материалов (ДРМ) через таможенную границу [1] были проведены сравнительные исследования характеристик радиометра-спектрометра МКС-А03-1, имеющегося на оснащении таможенных органов Российской Федерации, и некоторых перспективных для применения в таможенном контроле ДРМ и других объектов с повышенным уровнем ионизирующего излучения дозиметров-радиометров: МКС-РМ1401К-3, МКС-РМ1405, МКС-01ГС, МКС-02СА1, МКС-15Д «Снегирь», МКС-05 «Терра», МКС-1009 «Радэкс».

В настоящей работе представлены результаты измерения плотности потока бета-частиц (част./см<sup>2</sup>·мин) от поверхности бета-источника (<sup>90</sup>Sr+<sup>90</sup>Y), при наличии сопутствующего гамма-излучения от дополнительных источников гамма-излучения (<sup>241</sup>Am, <sup>133</sup>Ba, <sup>137</sup>Cs, <sup>60</sup>Co) с различной активностью, и реального объекта таможенного контроля – упаковки ториевых электродов. Выполненные измерения позволили провести:

а) сравнение показаний исследуемых приборов при измерении плотности потока бета-частиц при наличии естественного гамма-фона;

б) исследование зависимости результатов измерений плотности потока альфа- и бета-частиц приборами разных типов от расстояния детектор-источник;

с) сравнение показаний приборов при измерении плотности потоков  $\alpha$ - и  $\beta$ -частиц и мощности дозы  $\gamma$ -излучения в объектах содержащих смесь  $\gamma$ -,  $\alpha$ - и  $\beta$ - источников.

Полученные результаты измерения плотности потока бета-частиц при наличии только естественного гамма-фона (табл. 1) показали, что при измерении бета-излучения от источника <sup>90</sup>Sr-<sup>90</sup>Y практически все исследуемые приборы дают близкие, в пределах неопределенности измерений 10%, результаты измерения плотности потока бета-частиц на поверхности бета-источника.

Дозиметры-радиометры МКС-01ГС и МКС-1009 показывают значительные отклонения от результатов других приборов и по линейности, и по величине плотности потока  $\beta$ -частиц, особенно это проявляется с ростом активности бета-источника.

При измерении плотности потока бета-частиц от источников с наличием сопутствующего гамма-излучения (Am-241, Ba-133, Cs-137, Co-60) с различной активностью (от 7 до 230 кБк) (табл. 2) были выявлены существенные расхождения для исследуемых дозиметров. Прежде всего, обращает на себя внимание тот факт, что имеется завышение результатов для всех радиометров и всех источников гамма-излучения по сравнению с результатами определения плотности потока бета-частиц без сопутствующего гамма-излучения. Причем, завышение увеличивается с ростом активности источников гамма-излучения.

Таблица 1.

Прибор	Плотность потока $\beta$ -частиц (част./см <sup>2</sup> мин)			
	A=7,3 кБк	A=2,2 кБк	A=1,4 кБк	A=0,69 кБк
МКС-А03-1	1075	337	216	104
РМ 1401К-3	1072	330	225	104
РМ1405	1092	346	239	113
МКС-01ГС	918	292	196	92
МКС-02СА1	1072	335	207	108
МКС-05 «Терра»	1109	354	212	101
МКС-15Д «Снегирь»	1070	337	230	108
МКС-1009 «Радекс»	935	292	190	93

Результаты измерений гамма-, альфа- и бета-излучений от реального объекта, а именно – упаковки ториевых электродов, излучающих гамма-кванты, альфа- и бета-частицы (табл. 3), показывают, что если значения мощности дозы гамма-излучения, полученные разными приборами, ещё можно принять почти для всех приборов как удовлетворительные (в пределах неопределенности измерений), то при определении плотности потоков альфа- и бета-частиц этого не наблюдается.

Таблица 2.

Прибор	Радионуклид							Фон
	Am-241	Ba-133		Cs-137		Co-60		
	109,4 кБк	46,5 кБк	228,8 кБк	7,2 кБк	44,1 кБк	21,1 кБк	84,6 кБк	
МКС-А03	1069	1061	1098	1073	1173	1200	1498	1067
PM1405	1348	1500	2998	1140	1470	1690	2850	1102
МКС-01 ГС	1641	1091	1417	963	1160	1144	2325	966
МКС-02ГА1	1654	1918	5224	1120	1420	1623	2374	1120
МКС-15Д «Снегирь»	1518	2002	5293	1307	2023	1630	2950	1140
МКС-05 «Терра»	1970	1700	4940	1108	1954	1376	2908	1037
МКС-1009 «Радекс»	1150	1320	2910	915	1560	1630	3160	955

Таблица 3.

Прибор	Плотность потока и МАЭД для каналов регистрации		
	$\alpha$ (част./см <sup>2</sup> мин)	$\beta$ (част./см <sup>2</sup> мин)	$\gamma$ (мкЗв/ч)
МКС-А03	28	321	4,7
PM1401К-3	30	294	4,6
PM1405	-	335	4,6
МКС-01ГС	1557	219	4,7
МКС-02СА1	867	241	5,8
МКС-05 «Терра»	-	312	4,4
МКС-1009 «Радекс»	-	258	4,2
МКС-15Д «Снегирь»	-	479	3,7

В частности, результаты МКС-А03, PM1401К-3, МКС-05 «Терра», PM1405 находятся в допустимых пределах (290÷330 част./см<sup>2</sup> мин), МКС-01ГС, МКС-02СА1 и МКС-1009 «Радекс» – выдают заниженный результат, а МКС-15Д «Снегирь» – завышенный.

Результаты по определению плотности потоков альфа-частиц для МКС-А03 и РМ1401К-3 совпадают в пределах 10% неопределенности, а для МКС-01ГС и МКС-02СА1 – с совершенно неприемлемым разбросом измеренных значений.

Представленные результаты являются частью работы по исследованию характеристик современных приборов радиационного контроля, проводимой во Владивостокском филиале Российской таможенной академии, с целью определения приборов и оборудования, которые могут быть приняты на оснащение таможенных органов в качестве технических средств таможенного контроля делящихся и радиоактивных материалов.

### **Литература**

1. Борисенко А.В., Чубов Ю.В., Кустов В.Н., Темченко В.В., Белов Ю.А. Особенности влияния технических характеристик приборов радиационного контроля на эффективность мер по пресечению незаконного перемещения радиоактивных материалов через таможенную границу ЕАЭС. Часть 1. Приборы дозиметрического контроля. // АНРИ. 2018. № 1(92). С. 22–39.

## ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЯ ВЫСОКОГО РАЗРЕШЕНИЯ БЕЗ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ЖИДКОГО АЗОТА

**Покровский И.В., АО «ПРИБОРЫ», Москва, Россия**

Гамма-спектрометрия высокого разрешения подразумевает применение полупроводниковых детекторов (ППД) на основе кристаллов особо чистого германия (ОЧГ). Отличительной особенностью ППД ОЧГ является необходимость охлаждения кристалла ОЧГ до температуры, близкой к температуре жидкого азота. Традиционным способом охлаждения до последнего времени являлось использование жидкого азота. При этом азот хранится в замкнутом объёме сосуда Дьюара, а тепло от кристалла ОЧГ отводится в этот объём с помощью специального хладопровода. Такой способ охлаждения создаёт неудобства при использовании ППД ОЧГ и накладывает ряд ограничений на их применение. Так, необходимо постоянно контролировать уровень азота в сосуде Дьюара и своевременно пополнять его. При этом на время пополнения системы охлаждения жидким азотом приходится прерывать измерения. Сам жидкий азот является опасным материалом, работа с которым предполагает соблюдение правил техники безопасности. В лаборатории необходимо постоянно иметь запас азота, который необходимо пополнять и где-то хранить. Все вышеперечисленные операции связаны со значительными трудозатратами персонала, а расходы, связанные с приобретением жидкого азота, могут составлять значительную часть бюджета лаборатории.

За последние 10-15 лет ведущими производителями ППД ОЧГ были сделаны прорывные технические шаги, направленные на отказ от использования традиционной системы охлаждения ППД ОЧГ. Так, использование электромеханических охладителей, основанных на тепловом цикле Стирлинга, позволило не только минимизировать габариты охладителей, но и существенно снизить их энергопотребление, а также значительно увеличить надёжность их работы.

На сегодняшний день общепризнанным мировым лидером в разработке и производстве гамма-спектрометров на основе ППД ОЧГ, охлаждаемых без использования жидкого азота, является фирма АМЕТЕК/ORTEC - компания с собственным производством кристаллов ОЧГ, история которого насчитывает более 50 лет. В 2013 году в состав АМЕТЕК/ORTEC вошла компания Sunpower Inc., занимающаяся разработкой и коммерческим производством охладителей на цикле Стирлинга с 1974 года. В частности, Sunpower Inc. является поставщиком Национального космического агентства США. Так,

спектрометр с охладителем производства SunPower используется на спутнике RHESSI, ведущем исследования на орбите с 2002 года.

Совместная работа технических специалистов ORTEC и Sunpower привела к появлению линейки электромеханических охладителей и интегрированных гамма-спектрометрических систем высокого разрешения, нацеленных на решение самых разных задач.

В докладе приводится обзор вышеуказанных систем с указанием их особенностей и основных технических характеристик.

# **СИСТЕМЫ СПЕКТРОМЕТРИИ ДЛЯ КОНТРОЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ И ПАСПОРТИЗАЦИИ РАО НА ОСНОВЕ СЦИНТИЛЛЯЦИОННЫХ И ПОЛУПРОВОДНИКОВЫХ ДЕТЕКТОРОВ ВЫСОКОГО РАЗРЕШЕНИЯ И ДЕТЕКТОРОВ ИЗ ОСОБО ЧИСТОГО ГЕРМАНИЯ (ОЧГ)**

**Пономаренко А.В., Лебедева Т.Г., Лебедев С.В.  
ООО «НИЦ «ЛСРМ», © 2019**

ООО «НИЦ» ЛСРМ предлагает инновационные средства контроля радиационной обстановки, апробированные в МЧС РФ и МО РФ, выпускаемые серийно.

Наиболее востребованные технические решения для автоматизированного контроля радиационной обстановки (РО) на территории промплощадки, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения:

1. Унифицированные мобильные комплексы мониторинга радиационной и метеорологической обстановки АМК, управляемые одним оператором.
2. Бортовые поисковые системы «Скай-гамма».
3. Погружные спектрометрические системы ПССВ.
4. Робототехнические и беспилотные системы контроля для аварийной ситуации.

Среди систем технологического контроля сбросов и выбросов особое место занимают автоматизированные системы технологического контроля и унифицированные мобильные комплексы мониторинга радиационной и метеорологической обстановки, управляемые одним оператором.

Особенностью этих разработок является:

- автоматизация процессов измерения;
- оборудование радиационного контроля монтируется на борту автомобиля и обеспечивает дистанционное измерение параметров РО;
- процесс измерения управляется одним оператором с ПК автомобиля;
- результатом измерения является электронная карта местности или паспорт территории.

Если ранее передвижные лаборатории представляли собой контейнер для перевозки носимого и пробоотборного оборудования, то теперь это полностью оснащенная автоматизированная лаборатория на колесах.

Такие автомобили оснащаются:

- магистралью пробоотбора аэрозолей, подключаемой к оборудованию измерения объемной активности радиоактивных аэрозолей в режиме on-line и

отображением результатов на карте местности;

- поисковыми системами бортового размещения «Скай-гамма», кроме стандартных функций гамма-съемки местности (контроля мощности дозы) система сигнализирует превышение пороговых значений МЭД и обеспечивает идентификацию радионуклидов и расчет активности непосредственно с борта автомобиля (без пробоотбора);

Результатом измерения спектрометров «Скай-гамма» является карта загрязненности местности, где изолиниями и цветовой индикацией указаны разные уровни МЭД, в точках локализации источников отображен радионуклидный состав источника и активность его нуклидов, паспорт загрязненной территории.

Система обеспечивает создание автоматических отчетов за рабочий день (наряд).

Данные комплексы в обязательном порядке снабжаются системами радиосвязи, автоматизированной системой индивидуального дозиметрического контроля, системой электроснабжения, при необходимости – системами безопасного хранения отобранных радиоактивных проб почвы, воды, фильтров (освинцованные спецконтейнеры и сейфы).

Данные автомобили на шасси типа КАМАЗ разработаны для оснащения робототехническими комплексами (РТК) и беспилотными летательными аппаратами с оборудованием дистанционного контроля зоны загрязнения в режиме аварии.

Передача данных осуществляется на ПК автомобиля и отображается в виде результата измерений на карте местности.

Роботы и беспилотные аппараты снабжаются не только средствами дозиметрического контроля, но и полноценными спектрометрами. РТК для контроля загрязнения почвы альфа- и бета радионуклидами дополнительно оснащаются радиометрическим оборудованием.

Погружные системы контроля акваторий представляют собой автономные герметичные спектрометры, созданные для погружения в воду любой солености на глубины с исполнениями 0-30 м, 0-400 м и 0-1000 м.

Обеспечивается контроль объемной активности гамма-излучающих радионуклидов и донных отложений.

Выпускаются в формате переносных средств контроля (чемодан), обладающих собственной системой электропитания и размещаемых на любом плавсредстве. Есть два исполнения: эксплуатируемые в режиме постоянного погружения и размещаемые на днище плавсредства и погружаемые в точке контроля.

Для измерений в режиме он-лайн комплекс снабжается системой питания

и защищенным ПК с ПО «ГИС Акватория», где обеспечивается отображение на ГИС-платформе карты акватории, точек контроля и результатов измерения объемной активности радиоактивных гамма-излучающих радионуклидов.

Для технологического контроля сбросов и выбросов наша компания предлагает автоматизированные системы контроля, устанавливаемые в байпас, трубопровод систем сброса или выброса стационарно. Системы эксплуатируются круглосуточно без участия оператора. Автоматизированные системы контроля сбросов сточных вод СЖГ-01СВ и автоматизированные системы контроля выбросов СГГ-01ВВ обладают собственным АРМом с настраиваемой функцией и циклом пробоотбора, имеют группу электроуправляемых клапанов, обеспечивающих цикл забора пробы - спектрометрический анализ (идентификация радионуклидов и расчет объемной активности) –сброс и промывку/продувку измерительного узла – контроль уровня загрязнения измерительного узла и компенсацию (вычитание) фона.

В автоматизированном режиме обеспечивается передача данных на верхний уровень АСРК.

Все системы, изготавливаемые ООО «НИЦ «ЛСРМ», обеспечены методиками измерений, комплектом поверочным для проведения поверки без демонтажа.

## **Портативные гамма-спектрометры ORTEC**

**Д. Сакки, AMETEK/ORTEC, менеджер по продажам в Восточной Европе**

В докладе приводится обзор линейки портативных гамма-спектрометров на основе детекторов NaI(Tl), LaBr<sub>3</sub>(Ce), CeBr<sub>3</sub> и HPGe производства фирмы ORTEC.

**Detective-X – флагман линейки портативных гамма-спектрометров  
ORTEC**

**Д. Сакки, АМТЕК/ORTEC.**

**С.В. Трофимук, Н.В. Ионов, АО «ПРИБОРЫ».**

В докладе подробно рассматриваются характеристики нового портативного беззотного гамма-спектрометра-идентификатора Detective-X производства фирмы ORTEC

**IDM-200 – интегрированный промышленный гамма-спектрометр ОЧГ  
для решения разных задач гамма-спектрометрии.**

**С.В. Трофимук, АО «ПРИБОРЫ»**

В докладе подробно рассматриваются характеристики интегрированного беззотного гамма-спектрометра IDM-200 и приводятся реальные примеры его использования для решения различных задач гамма-спектрометрии

**Преимущества использования жидкостного сцинтилляционного спектрометрического альфа-бета радиометра Quantulus GCT при низкофоновых измерениях.**

**Н.В. Ионов, АО «ПРИБОРЫ», начальник отдела сервисного обслуживания средств измерений ионизирующих излучений**

В докладе рассматривается применение технологии Guard Compensation Technology в целях понижения уровня фона.

## **Индивидуальные прямопоказывающие дозиметры TRUDOSE**

**Б.А. Дубков, АО «ПРИБОРЫ», менеджер по продукции**

В докладе подробно рассматриваются характеристики нового поколения индивидуальных прямопоказывающих дозиметров производства фирмы Thermo Fisher Scientific и их соответствие требованиям современных нормативных документов в области дозиметрии

## **Оборудование для контроля качества РФП**

**С.С. Толстоухов, АО «ПРИБОРЫ», менеджер по продукции**

В докладе приводится общий обзор современной линейки приборов производства фирмы LabLogic, применяемых для контроля качества при производстве радиофармпрепаратов.

## **Особенности сервисного обслуживания высокотехнологичного оборудования импортного производства на территории РФ**

**Н.В. Ионов, АО «ПРИБОРЫ», Начальник отдела сервисного обслуживания средств измерений ионизирующих излучений**

**С.В. Трофимук, АО «ПРИБОРЫ», сервисный инженер**

В докладе рассматривается современное состояние дел и общая проблематика обеспечения сервисного обслуживания высокотехнологичного оборудования ведущих мировых производителей, поставляемого в Российскую Федерацию в рамках ВЭД.