

Обоснование перечня радионуклидов, подлежащих нормированию в выбросах ОИДЭ в атмосферный воздух

Технические аспекты дозиметрии в таможенной практике

Сравнительные характеристики методов определения суммарных радиологических показателей в воде

# SDMF-1608SN

Спектрометр-дозиметр нейтронов и гамма-квантов



№90065-23 в Госреестре СИ РФ

**ПРИБОР НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ**

## Назначение

Спектрометр-дозиметр типа **SDMF-1608SN** является средством измерения и предназначен для измерения энергетического распределения плотности потока нейтронов и гамма-квантов в реальном времени. Также позволяет измерять интегральный поток медленных нейтронов с помощью второго детектора.

Основываясь на измерении спектров нейтронов и гамма-квантов вычисляется мощность эффективной и поглощенной дозы, а также мощность амбиентного эквивалента дозы.

Для гамма излучения также вычисляется мощность экспозиционной дозы и мощность поглощенной дозы в воздухе.

Все дозовые характеристики рассчитываются исходя из геометрии источника радиации и условий облучения человека.

## Отличительные особенности

- Одновременное измерение энергетических спектров быстрых нейтронов и гамма-квантов одним детектором.
- Спектрометр-дозиметр работает в реальном масштабе времени.
- Измерение как непрерывных (например, "реакторных"), так и линейчатых (изотопных) энергетических спектров.
- Измерение плотности потока быстрых нейтронов и гамма-квантов в абсолютных единицах (частица\*см<sup>-2</sup>\*с<sup>-1</sup>\*МэВ<sup>-1</sup>).
- Максимальная нагрузка по входу детектора 3\*10<sup>6</sup> импульсов.

## Информация для заказа

- **SDMF-1608SN** – Возимый спектрометр-дозиметр с диапазоном энергий нейтронов от 0.03 эВ до 16 МэВ и гамма-квантов от 240 кэВ до 8 МэВ.
- **UNSD-20** – Универсальный нейтронный спектрометр-дозиметр с диапазоном энергий нейтронов от 0.03 эВ до 20 МэВ и гамма-квантов от 100 кэВ до 9 МэВ.
- **SDMF-1608** – Возимый спектрометр-дозиметр с диапазоном энергий нейтронов от 1 МэВ до 19 МэВ и гамма-квантов от 500 кэВ до 8 МэВ.
- **SDMF-1206SN** – Возимый спектрометр-дозиметр с диапазоном энергий нейтронов от 0.03 эВ до 12 МэВ и гамма-квантов от 100 кэВ до 6 МэВ.

## Применение

- Средство измерения энергетического распределения плотности потока нейтронов и гамма-квантов за биологической защитой ядерно-энергетических установок.
- Определение мощности эффективной дозы, мощности амбиентного эквивалента дозы и мощности поглощенной дозы нейтронов и гамма-квантов.
- Определение мощности экспозиционной дозы гамма излучения.
- Эталон плотности потока быстрых нейтронов.
- Калибратор интегральных дозиметров для гамма и нейтронных полей.
- Калибратор для проверки установок, формирующих поля излучения быстрых нейтронов и гамма-квантов.

ПАРАМЕТРЫ	ЗНАЧЕНИЯ
Диапазон энергий регистрируемого нейтронного излучения (с дополнительным детектором медленных нейтронов)	(0.03 эВ – 100 кэВ)* 500 кэВ – 16 МэВ
Диапазон энергий регистрируемого гамма излучения	240 кэВ – 8 МэВ
Количество энергетических каналов быстрых нейтронов и гамма-квантов	1024
Нижняя и верхняя граница измерения мощности эффективной дозы	(от 0.2 до 17 500**) мкЗв/ч
Среднее отклонение показаний от истинных значений при измерении интегральной (дифференциальной) плотности потока нейтронного излучения	не более ±7% (±15%)
Среднее отклонение показаний от истинных значений при измерении мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронного излучения	не более ±12%
Среднее отклонение показаний от истинных значений при измерении мощности амбиентного эквивалента дозы Н*(10) гамма излучения	не более +12%
Энергетическое разрешение на энергии 662 кэВ ( <sup>137</sup> Cs) при детекторе 40x40	не более 12%
Анизотропия для нейтронного излучения	не более +30%
Максимальный поток нейтронов через сцинтиллятор (без учета восстановления)	10 <sup>13</sup> н/см <sup>2</sup>
Рабочая нагрузка детектора	10 <sup>6</sup> импульс/с
Размерность вычисляемых доз	Зв/ч, Зв/с, Гр/ч, Гр/с, рад/с, рад/ч, Р/с, Р/ч
Питание от аккумулятора +12В***	не более 3 часов
Размер спектрометра-дозиметра, мм	415 x 165 x 360
Размер детектора быстрых нейтронов, мм	245 x диаметр 65
Размер детектора медленных нейтронов, мм	190 x диаметр 59
Вес спектрометра-дозиметра, включая вес детекторов	не более 10 кг

\* - один энергетический канал

\*\* - при соблюдении максимальной загрузки

\*\*\* - опция под заказ



ООО «Центр АЦП»

Россия, 125040, Москва, ул. Верхняя, д. 6

тел.: (499) 257-45-03, 257-45-09, 257-45-14

mail@centeradc.ru

www.centeradc.ru

# СОДЕРЖАНИЕ номера

АНТУАН  
АНРИ  
БЕККЕРЕЛЬ  
(1852—1908)



## НАУЧНЫЕ СТАТЬИ

- 3** Обоснование перечня радионуклидов, подлежащих нормированию в выбросах объектов использования атомной энергии в атмосферный воздух  
А.В. Курьиндин, А.С. Шаповалов, Е.А. Иванов, Н.Б. Тимофеев
- 18** Основные изменения в Государственной поверочной схеме для средств измерений активности радионуклидов, удельной активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников  
Т.И. Шильникова, Г.В. Жуков, А.В. Заневский, Н.Н. Моисеев, А.А. Осокина, А.А. Щепилова, М.С. Эпов
- 31** Применение гамма-сканера с антиколлиматором при обращении с радиоактивными отходами  
О.П. Иванов, В.Н. Потапов, Л.А. Рязанова, М.А. Самойлова, А.М. Сафронов, И.А. Степалин, Е.А. Степанов
- 41** Сравнительные характеристики методов определения суммарных радиологических показателей в воде  
Ю.Н. Гончар, Н.О. Гудыменко, И.А. Каширин, В.А. Гудыменко, С.В. Малиновский
- 51** Технические аспекты дозиметрии в таможенной практике  
А.В. Борисенко, Ю.В. Чубов, Н.В. Берлова
- 65** Развитие и совершенствование автоматизированных систем радиационного контроля в регионах РФ  
Е.В. Попов, С.Л. Гаврилов, В.А. Пантелеев, А.Е. Пименов, М.Д. Сегаль, В.Ю. Яковлев
- 75** Определение чувствительности активного нейтронного метода при контроле содержания ядерно-опасных делящихся нуклидов в бочках с цементированными радиоактивными отходами  
Д.И. Юрков, О.А. Герасимчук, А.Ю. Пресняков, В.П. Тарасов, М.Д. Каретников, В.Ю. Дроздов, А.Д. Мазницин, В.Ф. Батяев, М.В. Батяева, Е.В. Беспала, Э.М. Никитин, А.Н. Рыбин, Д.А. Семенов, А.И. Ермаков, Д.Ю. Байдаров

## АНРИ

АППАРАТУРА И НОВОСТИ  
РАДИАЦИОННЫХ ИЗМЕРЕНИЙ  
**№4 (123) 2025**

Журнал находится в **ПЕРЕЧНЕ рецензируемых научных изданий Высшей аттестационной комиссии (ВАК)** Министерства образования и науки РФ, в которых должны быть опубликованы основные научные результаты диссертаций на соискание ученой степени кандидата наук, на соискание ученой степени доктора наук

Журнал включен в Российский индекс научного цитирования [www.elibrary.ru](http://www.elibrary.ru)

**Главный редактор:** А.Н. Мартынюк

**Вып. редактор:** М.Н. Мартынюк

**Макетирование и компьютерная верстка:** М.Н. Мартынюк

**Адрес редакции:**

124460, Москва, а/я 50, НПП «Доза»

Тел.: (495) 777-13-36,

(495) 777-84-85 (доб.605)

E-mail: [anry@doza.ru](mailto:anry@doza.ru)

Журнал зарегистрирован комитетом РФ по печати 24 января 1995 г., свидетельство № 013255

© Научно-производственное предприятие «Доза», 2025 г.

Подписано к печати 18.11.2025 г.

Объем 6 уч.-изд.л. Тираж 400 экз.

Редакция не несет ответственности за содержание рекламных объявлений

Рукописи не возвращаются  
Использование материалов допускается только с письменного разрешения редакции

Фото на обложке:

фотобанк Фотодженика

## НОВОСТИ

- 85** ППСР-2025  
А.Н. Мартынюк

## РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ EDITORIAL BOARD

Jozef Sabol, профессор (доцент), г. Прага

Алексеев И.В., к.ф.-м.н., г. Санкт-Петербург

Бахур А.Е., д.г.-м.н., г.н.с., г. Москва

Будыка А.К., профессор, д.ф.-м.н., г.н.с., г. Москва

Ермилов А.П., к.т.н., г.н.с., г. Москва, Зеленоград

Жуковский М.В., профессор, д.т.н., к.ф.-м.н., г. Екатеринбург

Иванов О.П., д.ф.-м.н., г. Москва

Кожемякин В.А., к.т.н., г. Минск

Коренков И.П., профессор, д.б.н., к.т.н., г. Москва

Кутьков В.А., к.ф.-м.н., в.н.с., г. Москва

Линге И.И., д.т.н., г. Москва

Мартынюк Ю.Н., к.ф.-м.н., г. Москва, Зеленоград

Микляев П.С., профессор РАН, д.г.-м.н., г.н.с., г. Москва

Нурлыбаев К., к.т.н., г.н.с., г. Москва, Зеленоград

Сегаль М.Д., д.т.н., в.н.с., г. Москва

Скоморохов А.О., профессор, д.т.н., г. Обнинск

Jozef Sabol, Professor, Ph.D, D.Sc, Prague

Alexeev Ilya, Ph.D of Physico-mathematical Sciences, St.Petersburg

Bakhur Alexander, G.-M.D., Chief Research Scientist, Moscow

Budyka Alexander, Professor, Ph.M.D., Chief Research Scientist, Moscow

Ermilov Alexey, Ph.D. of Engineering Sciences, Chief Research Scientist, Moscow, Zelenograd

Zhukovsky Mikhail, Professor, D.Sc., Ph.D. of Physico-mathematical Sciences, Ekaterinburg

Ivanov Oleg, D.Sc., Moscow

Kozhemyakin Valery, Ph.D of Engineering Sciences, Minsk

Korenkov Igor, Professor, B.D., Ph.D of Engineering Sciences, Moscow

Kut'kov Vladimir, Ph.D of Physico-mathematical Sciences, Leading Research Scientist, Moscow

Linge Igor, D.Sc., Moscow

Martynyuk Yury, Ph.D of Physico-mathematical Sciences, Moscow

Miklyaev Peter, Professor, G.-M.D., Chief Research Scientist, Moscow

Nurlybaev Kubeyzin, Ph.D, Chief Research Scientist, Moscow, Zelenograd

Segal Mikhail, D.Sc., Leading Researcher, Moscow

Skomorokhov Alexander, Professor, D.Sc., Obninsk

## ПОДПИСКА



Варианты оформления подписки:

### РЕДАКЦИЯ ЖУРНАЛА «АНРИ»

Возможно оформление годовой подписки или приобретение любого номера



on-line подписка  
[www.doza.ru/anry](http://www.doza.ru/anry)



124460, Москва, а/я 194  
УМЦ «Контроль  
и безопасность»



[anry@doza.ru](mailto:anry@doza.ru)



+7 (495) 777-13-36

### АГЕНТСТВО «УРАЛ-ПРЕСС»



on-line подписка  
[www.ural-press.ru](http://www.ural-press.ru)

### АГЕНТСТВО «ДЕЛОВАЯ ПРЕССА»



on-line подписка  
[www.delpress.ru](http://www.delpress.ru)

Для стран СНГ и Балтии  
подписка производится  
только по каталогам  
агентств

Выпуски журнала  
в электронном виде,  
начиная с 2003 года,  
размещены на сайте  
[www.elibrary.ru](http://www.elibrary.ru)

Правила оформления  
статей (для авторов):  
[www.doza.ru/files/  
pravila.pdf](http://www.doza.ru/files/pravila.pdf);  
[anry.pro/avtoram](http://anry.pro/avtoram)

Сетевая версия журнала и подписка  
на нее доступны по адресу [www.anry.pro](http://www.anry.pro)



# Обоснование перечня радионуклидов, подлежащих нормированию в выбросах объектов использования атомной энергии в атмосферный воздух

Разработан и обоснован корректный подход к формированию оптимального перечня контролируемых (нормируемых) радионуклидов в выбросе объектов использования атомной энергии в атмосферный воздух на основе выборочных значений случайных величин (объемных активностей радионуклидов), полученных в результате серии экспериментов с учетом требований нормативных документов. Особенность предложенного подхода состоит в полноценном вовлечении в процесс принятия решений результатов измерений контролируемой величины, находящихся как в пределах диапазона измерений, так и за пределами нижней границы этого диапазона, регламентированного методами и средствами измерений, а также показателей достоверности радиационного контроля.

## **Ключевые слова:**

*радиоактивные вещества, выбросы, нормирование выбросов, атмосферный воздух, объекты использования атомной энергии, радиационный контроль.*

**А.В.Курындин, А.С.Шаповалов,  
Е.А.Иванов, Н.Б.Тимофеев**

ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва

**В** нормативных документах [1,2] установлены требования к перечню радионуклидов, подлежащих нормированию (контролю) в выбросах объектов использования атомной энергии (далее – ОИАЭ) в атмосферный воздух.

Генеральная совокупность (множество  $M$ ), служащая основой для выбора радионуклидов, подлежащих нормированию (контролю) в выбросах, включает радионуклиды, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды (атмосферного воздуха) в соответствии с Распоряжением Правительства Российской Федерации [1].

Основная часть радионуклидов включена в [1] с учетом рекомендаций Комиссии Европейского Союза по стандартизированной информации о радиоактивных выбросах в атмосферу [3] для атомных электростанций (далее – АЭС) и предприятий по переработке отработавшего ядерного топлива (далее – ППОЯТ). Ряд радионуклидов включен в [1] на основе анализа списка радионуклидов, поступающих в окружающую среду в результате деятельности в областях медицины и промышленности, не связанных с использованием атомной энергии [4]. В [5] подробно указаны источники информации, на основе анализа которых осуществлялось включение того или иного радионуклида в [1]. При этом возможна ситуация, когда в выбросах будут присутствовать радионуклиды, не включенные в [1], вкладом которых в дозу облучения населения априори нельзя пренебречь. В этом случае представляется обоснованным учитывать такие радионуклиды совместно с радионуклидами из генеральной совокупности, то есть рассматривать расширенное множество  $M$  [6].

Нормативы допустимых выбросов (далее – НДВ) устанавливаются для каждого источника (рассматриваются только источники, суммарный выброс каждого из которых в атмосферный воздух создает без учета рассеивания индивидуальную годовую эффективную дозу более 10 мкЗв [2]) и для всех радионуклидов из множества  $M$ , суммарный вклад которых в годовую эффективную дозу облучения лиц из критической группы населения (далее – КГ) (группа лиц из населения (не менее 10 чел.), однородная по одному или нескольким признакам – полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию по данному пути облучения от данного источника излучения [7]), создаваемую выбросом этого источника в режиме нормальной эксплуатации, составляет  $\varepsilon \geq 0,99$  [2]. При этом не уточняется, каким образом оценивается величина  $\varepsilon$ . Например, в [6] для этих целей рекомендуется оценивать годовые эффективные дозы без учета рассеивания. Возможно также исходить из максимальной дозы на местности с учетом всех основных путей облучения.

Установленный в [2] критерий допускает возможность разделения исходного множества  $M$  на два непересекающихся подмножества  $M_1$  и  $M_2$ :

$$M_1 \cup M_2 = M, \quad M_1 \cap M_2 = \emptyset, \quad N = N_1 + N_2, \quad (1)$$

где:  $M_1$  включает радионуклиды, подлежащие контролю в выбросе, суммарный вклад которых в дозу по этому пути воздействия равен  $\varepsilon$ ;  $M_2$  включает радионуклиды, контроль которых в выбросе можно исключить (в результате расчетно-теоретических или экспериментальных исследований), а их суммарный вклад в дозу по этому пути воздействия не превышает  $(1 - \varepsilon)$ ;  $N$ ,  $N_1$  и  $N_2$  – мощность множества  $M$ ,  $M_1$  и  $M_2$ , соответственно.

### Постановка задачи

Исходя из требований нормативных документов [1,2], разработать модель формирования подмножества  $M_1 \subseteq M$  с минимальной мощностью  $N_1 < N$ .

### Метод решения

Для решения указанной задачи необходимо выполнить комплекс радиационных измерений объемной активности (далее – ОА) отдельных радионуклидов из множества  $M$  в выбросах ОИАЭ в атмосферный воздух.

### *Радиационные измерения*

Радиационные измерения, относящиеся к сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений, должны выполняться по методикам измерений (далее – МИ) и методикам радиационного контроля (далее – МРК), являющимся необходимым элементом в обеспечении метрологической прослеживаемости и точности измерений [8-11]. МРК и МИ подлежат в установленном порядке аттестации с регистрацией в Федеральном информационном фонде по обеспечению единства измерений.

МРК должна разрабатываться и использоваться для конкретного объекта радиационного контроля (далее – РК) и регламентировать:

- номенклатуру измеряемых (контролируемых, операционных) величин и диапазоны их измерений (множество значений величин одного рода, которые могут быть измерены данным средством измерений (далее – СИ) или измерительной системой с указанной инструментальной неопределенностью или указанными показателями точности при определенных условиях; нижнюю границу диапазона измерений не следует путать с пределом обнаружения [11]);
- целевую (консервативную или максимальную) неопределенность измерений;
- алгоритм проведения РК, а также процедуры отбора проб, приготовления счетных образцов (далее – СОБ) и выполнения измерений;
- технические и метрологические характеристики СИ;
- правила обработки результатов измерений и их интерпретации, применительно к объекту РК, с указанием составляющих неопределенности (бюджета неопределенностей) измерений;
- критерий соответствия объекта нормативным требованиям (при их наличии).

МРК должна регламентировать форму представления результатов измерений (обычно результат измерения является только аппроксимацией или оценкой значения измеряемой величины и, таким образом, будет полным только в том случае, если он сопровождается указанием неопределенности этой оценки [12]). При этом обязательным является указание [8-12]:

- измеренного (рассчитанного по измерению) значения контролируемой величины;
- оценки неопределенности измерений для доверительной вероятности  $P = 0,95$ .

Решение о соответствии контролируемого параметра установленному нормативу принимают с учетом оцененной неопределенности измерений. Множество значений контролируемой величины, представляющее результат РК, задается диапазоном [9-12]:

$$y \pm k \cdot u_c(y), \quad (2)$$

где:  $y$  – измеренное значение контролируемой случайной величины  $Y$ ;  $u_c$  – суммарная стандартная неопределенность;  $k$  – коэффициент охвата (в РК для  $P = 0,95$  принимается  $k = 2$ ).

Представление результатов радиационных измерений в соответствии с (2) основано на использовании терминов и понятий теории точности измерений (понятие точность измерений описывает качество измерений в целом, объединяя понятия правильность и прецизионность измерений [11]) и корректно, если измеренная величина находится в регламентированном МРК диапазоне измерений.

### *Порог принятия решения и предел обнаружения измеряемой величины*

В прикладной спектроскопии ионизирующих излучений особое место занимает проблема обнаружения, идентификации и количественной оценки активности нуклидов, когда их содер-

жание в анализируемом образце мало и находится вне диапазона измерений МИ и СИ [13,14], то есть вне области применения методов теории точности измерений.

Решение этой проблемы возможно в рамках теории обнаружения сигнала (далее – ТОС) (теория обнаружения сигнала применяется во многих областях, таких как диагностика любого рода, контроль качества, телекоммуникации и психология; она также применяется в управлении сигнализацией, где необходимо отделять важные события от фонового шума [15]), которая дает способ количественной оценки способности отличать полезный (несущий информацию) сигнал от шума на основе методов проверки статистических гипотез, в рамках которой принимается решение о присутствии активности в образце.

В рамках ТОС выбор делается между нулевой гипотезой ( $H_0$ ) и альтернативной гипотезой ( $H_\alpha$ ) [15-17]. Нулевая гипотеза обычно формулируется как «активность в образце отсутствует» (т. е. наблюдаемые активности не превышают фоновые), в то время как альтернативная гипотеза утверждает, что наблюдаемые активности превышают фоновые, и, таким образом, «активность в образце присутствует». В данном контексте «образец» имеет общее значение; оно может относиться к прямым измерениям объемной или поверхностной активности, лабораторным анализам образцов и другим объектам. Ошибки, допускаемые при проверке гипотез, разделяются на два типа:

- 1) отклонение гипотезы  $H_0$ , когда она верна – ошибка первого рода;
- 2) принятие гипотезы  $H_0$ , когда в действительности верна гипотеза  $H_\alpha$  – ошибка второго рода.

Вероятность ошибки первого рода (вероятность ложноположительного решения) обозначается  $\alpha$  и называется уровнем значимости критерия, по которому проверяется справедливость гипотезы  $H_0$ . Вероятность ошибки второго рода (вероятность ложноотрицательного решения) обозначается  $\beta$  и зависит от альтернативной гипотезы  $H_\alpha$ . Выбор  $\alpha$  и  $\beta$  зависит от области применения. Часто выбирают  $\alpha = \beta = 0,05$  [11,17].

В задаче обнаружения сигнала в условиях фона важную роль играет понятие «порог принятия решения для измеряемой величины» (Decision threshold of the measurand), который определяется как значение измеряемой величины  $y^*$ , при превышении которого результат фактического измерения  $y$  с использованием данной процедуры измерения, количественно характеризующей физический эффект (например, присутствие активности в образце), используется для принятия решения о наличии физического эффекта [16,17].

Порог принятия решения определяется таким образом, что в случаях, когда  $y \geq y^*$ , вероятность ошибки первого рода меньше или равна  $\alpha$ , и делается вывод о наличии активности в образце. Если  $y < y^*$ , то делается вывод, что результат измерения не может быть отнесен к физическому эффекту.

Радиационные измерения часто предполагают оценку активности образцов на уровнях, близких к фоновым. Таким образом, необходимо определить минимальное количество радиоактивности  $y^\#$ , которое может обнаружить данный прибор и МИ.

В [17] величина  $y^\#$  определяется как «предел обнаружения измеряемой величины» (Detection limit of the measurand). При указанном выше пороге принятия решения «предел обнаружения измеряемой величины  $y^\#$  – наименьшее истинное значение измеряемой величины выше порога принятия решения, для которого вероятность ошибочного предположения о том, что физический эффект (активность) отсутствует и не превышает установленного значения  $\beta$ » [17].

В [17] величины  $y^*$  и  $y^\#$  рассчитываются следующим образом:

$$y^* = k_{1-\alpha} \cdot \tilde{u}_c(0), \quad y^\# = y^* + k_{1-\beta} \cdot \tilde{u}_c(y^\#), \quad \Phi(k_p) = p, \quad (3)$$

где:  $\tilde{u}_c(0)$  и  $\tilde{u}_c(y^\#)$  – оценка стандартной неопределенности при нулевой активности и когда активность равна  $y^\#$ , соответственно;

$\Phi$  – функция распределения стандартного нормального распределения (функция Лапласа);

$k_p$  – квантиль стандартного нормального распределения для вероятности  $p$  ( $p = 1 - \alpha$  и  $p = 1 - \beta$ ).

Термины «порог принятия решения» и «предел обнаружения измеряемой величины» используются неоднозначно в различных стандартах (например, в стандартах, связанных с химическим анализом или обеспечением качества).

В российских документах в качестве *порога принятия решения* для измеряемой величины [17] используется термин «предел обнаружения» [11,18,19].

В соответствии с РМГ 29-2013 [11] «Предел обнаружения: измеренное значение величины, полученное в соответствии с данной методикой измерений, для которого вероятность ошибочного утверждения об отсутствии компонента в материале равна  $\beta$ , а вероятность ошибочного утверждения о его наличии равна  $\alpha$ ». В [18] «Предел обнаружения (detection limit) – наименьшее количество определяемого вещества в образце, которое может быть обнаружено, но необязательно точно количественно определено». В [19] «Предел обнаружения (LOD) или предел обнаружения метода (MDL) в общем случае представляют собой наименьшее количество или концентрацию аналита (вещество (компонент), содержание которого необходимо измерить [19]) в испытуемом образце, которые можно достоверно отличить от нуля для данной системы измерения» (предел обнаружения (LOD) или предел обнаружения метода (MDL) определяют с использованием соответствующих значений  $t$ -критерия Стьюдента и  $t$ -статистики [19]).

В [18,19] используется термин «предел количественного определения (quantitation limit)», близкий по смыслу понятию «предел обнаружения измеряемой величины» из [17]. В [18] «Предел количественного определения – наименьшее количество вещества в образце, которое можно количественно определить с соответствующей прецизионностью и правильностью». В [19]: «Предел количественного определения (LOQ) или расчетный предел количественного определения для заданной измерительной системы можно выразить как наименьшую концентрацию, которая может быть точно определена с заданной или допустимой погрешностью в условиях лабораторных испытаний. Предел внутрिलाбораторной прецизионности (допускаемое для принятой вероятности 95% расхождение между двумя результатами анализа, полученными в условиях внутрिलाбораторной прецизионности [20]) определяется как 10% относительное стандартное отклонение или выражается как постоянная величина, кратная (от 2 до 10) пределу обнаружения метода».

В Глоссарии МАГАТЭ по вопросам безопасности [21] и Руководстве МАГАТЭ по безопасности RS-G-1.8 [22]: Предел обнаружения или минимальная обнаруживаемая (детектируемая) активность (далее – МДА) (detection limit or minimum detectable activity): *Активность*, присутствующая в образце, создает скорость счета, которая может быть измерена (т. е. учтена в качестве превышающего фон значения) с определенным уровнем достоверности ( $p = 1 - \beta$ ), обычно равным 0,95 (при  $\beta = 0,05$ ). То есть образец, определенно обладающий минимальной обнаруживаемой активностью, может рассматриваться как не имеющий радиоактивности на протя-

жении 5% времени измерений. Скорость счета у образца, обладающего МДА, называется уровнем определения (determination level) [21].

*Интерпретация результатов измерений*

В табл.1, в соответствии с рекомендациями [17,23], представлен общий подход к интерпретации и представлению результатов измерений, необходимых для практических действий.

**Табл.1.** *Интерпретация результатов измерений [17,23].*

Условия	Представление результата измерений	Комментарий
$y < y^*$	$< y^*$	Эффект не обнаружен
$y^* < y < y\#$	$< y\#$	Эффект наблюдается, но не поддается количественной оценке с пределом обнаружения $y\#$
$y\# < y < 4 \cdot u_c(y)$	$\hat{y} \pm k \cdot u_c(\hat{y})$	Эффект идентифицирован и количественно определен в виде $\hat{y} \pm k \cdot u_c(\hat{y})$ как наилучшей оценки (best estimate) $y \pm k \cdot u_c(y)$ . Наилучшие оценки $\hat{y}$ активности $y$ и связанной с ней стандартной неопределенности $u_c(\hat{y})$ определяются как: $\hat{y} = y + \frac{u_c(y)}{\omega \cdot \sqrt{2 \cdot \pi}} \cdot \exp\left\{-\frac{y^2}{2 \cdot u_c^2(y)}\right\}, \quad u_c(\hat{y}) = \sqrt{u_c^2(y) - (\hat{y} - y) \cdot \hat{y}}$ $\omega = \phi\left[y/u_c(y)\right] = \frac{1}{\sqrt{2 \cdot \pi}} \cdot \int_{-\infty}^{\frac{y}{u_c(y)}} \exp\left(-\frac{t^2}{2}\right) \cdot dt$ $\omega$ – значение кумулятивной функции распределения стандартизованного нормального распределения при $y/u_c(y)$ :
$y > 4 \cdot u_c(y)$	$y \pm k \cdot u_c(y)$	Результат может быть представлен однозначно, как в (2), и не требует дополнительных пояснений

*Требования к измерительной системе*

Предел обнаружения измеряемой величины является важным критерием при выборе приборов и процедур измерения контролируемых величин с целью проведения радиологических исследований и определяется априори, то есть до проведения измерений.

Прежде чем проводить какие-либо измерения, необходимо доказать, что планируемые к использованию прибор и МИ обладают достаточной способностью обнаружения полезного сигнала, т. е. предел обнаружения  $y\#$  метода контроля, включающего СИ и МИ, должен быть меньше принятого контрольного уровня  $y_{cl}$ .

Предел обнаружения  $y\#$  зависит не только от конкретных характеристик СИ (эффективность регистрации, уровень фона, время интеграции и т. д.), но и от факторов, вовлеченных в процесс измерения, включающих геометрию и длительность цикла измерения, геометрическую форму и материал СОБ (влияющих на обратное рассеяние и самопоглощение гамма-квантов в материале образца), характеристики и конструкции низкофоновой защиты и др.

Решение о соответствии применяемых СИ и МИ требованиям к обнаружению определенного содержания радионуклида в контролируемом объекте, количественно выраженного его измеряемой активностью, принимается путем сравнения  $y\#$  и  $y_{cl}$ . Если  $y\# > y_{cl}$ , то процедура измерения не подходит для намеченной цели с точки зрения установленных требований.

В рамках решаемой задачи – обоснования оптимального перечня контролируемых радионуклидов в выбросах ОИАЭ – пределы обнаружения  $y^{\#}$  рекомендуется принимать на четыре порядка величины меньше предельной ОА радионуклида в выбросе, при которой может быть достигнут соответствующий НДВ. При этом значение величины  $y^{\#}$  должно кратно (от двух до 10 раз) превосходить порог принятия решения  $y^*$ , что соответствует [19].

Такой подход качественно согласуется с рекомендациями RS-G-1.8 (пп. 6.27 и 6.28) [22].

В соответствии с RS-G-1.8 (п. 8.16) [22], процедуры по учету измерений  $y$ , которые находятся ниже  $y^{\#}$ , должны быть ясными и однозначными. Измерения  $y < y^{\#}$  по радионуклидам, которые могут присутствовать в выбросах, необходимо учитывать на основе какой-либо части (например,  $\delta = 0,50$ ) объема выброса, умноженной на предел обнаружения  $y^{\#}$ . Для подтверждения соответствия установленным ограничениям по выбросам неопределенности измерений выбросов учитываются с большим запасом в соответствии с RS-G-1.8 (п. 8.17) [22].

### Применение результатов радиационных измерений

По результатам проведения радиационных измерений разобьем множество  $M$  на четыре подмножества:  $\tilde{M}_1$  (мощность  $\tilde{N}_1$ ),  $\tilde{M}_2$  (мощность  $\tilde{N}_2$ ),  $\tilde{M}_3$  (мощность  $\tilde{N}_3$ ) и  $\tilde{M}_4$  (мощность  $\tilde{N}_4$ ), таких что:

$$\tilde{M}_i \subseteq M, \tilde{M}_i \cap \tilde{M}_j \subset \emptyset, i \neq j, i, j = \overline{1,4}, \sum_{i=1}^4 \tilde{N}_i = N, \quad (4)$$

где:  $\tilde{M}_1$  включает радионуклиды (с порядковым номером от 1 до  $\tilde{N}_1$ ), для которых измеренное значение ОА  $y$  находится в диапазоне измерений, регламентированном в МИ и СИ (формула (2), пятая строчка в табл.1);  $\tilde{M}_2$  включает радионуклиды (с порядковым номером от  $\tilde{N}_1 + 1$  до  $\tilde{N}_1 + \tilde{N}_2$ ), для которых  $y \in (y^{\#}, 4 \cdot u_c(y))$  (четвертая строчка в табл.1);  $\tilde{M}_3$  включает радионуклиды (с порядковым номером от  $\tilde{N}_1 + \tilde{N}_2 + 1$  до  $\tilde{N}_1 + \tilde{N}_2 + \tilde{N}_3$ ), для которых  $y < y^{\#}$  (третья строчка в табл.1);  $\tilde{M}_4$  включает радионуклиды (с порядковым номером от  $\tilde{N}_1 + \tilde{N}_2 + \tilde{N}_3 + 1$  до  $N$ ), для которых  $y < y^*$  (вторая строчка в табл.1), то есть измерения не подтверждают присутствия этих радионуклидов в образцах (выбросах).

Исходя из рекомендаций Евратома [3] для российских АЭС и ППОЯТ, в первом приближении, в качестве  $\tilde{M}_4$  можно принять:

$$\tilde{M}_4 = \begin{cases} M \setminus M_{EU(NPR)} & \text{для АЭС,} \\ M \setminus M_{EU(RP)} & \text{для ППОЯТ,} \end{cases} \quad (5)$$

где множества  $M_{EU(NPR)}$  и  $M_{EU(RP)}$  включают контролируемые радионуклиды в выбросах АЭС и ППОЯТ, соответственно, по версии [3].

Следует отметить, что мощности множества  $M_{EU(NPR)}$  ( $N_{EU(NPR)} = 47$ ) и  $M_{EU(RP)}$  ( $N_{EU(RP)} = 17$ ) соответственно в два и 5,5 раза меньше, чем мощность множества  $M$  ( $N = 94$ ). Такой результат вполне объясним, исходя из подходов к формированию множества  $M$ , указанных выше и подробно описанных в [5]. Детальными расчетно-теоретическими и экспериментальными исследованиями такое решение можно уточнить для конкретного ОИАЭ исходя из конструктивных особенностей, специфики принятых проектных решений, системы защитных барьеров, систем очистки технологических сред и др.

Вклад в дозу от выбросов радионуклидов из подмножества  $\tilde{M}_4$  не учитывается, то есть принимается равным нулю. Иначе говоря,  $\tilde{M}_4 \subseteq M_2$ .

*Расчет дозы облучения от выбросов*

Расчет годовой эффективной дозы облучения КГ от выбросов радионуклидов из множества  $M$ , проводится на основе выборочных значений случайных величин  $\{Y_r\}$  (ОА радионуклидов из генеральной совокупности  $r = \overline{1, N}$ ), полученных в результате серии экспериментов. Тогда статистика  $E_M$ , будучи функцией от выборочных значений ОА, сама является случайной переменной, значения которой могут изменяться от выборки к выборке.

Границы доверительного интервала для годовой эффективной дозы облучения КГ от выбросов радионуклидов из множества  $M$  (с доверительной вероятностью 95%) определяются как [6,9]:

$$E_M^{\triangleleft} = E_M - k \cdot u_c(E_M), \quad E_M^{\triangleright} = E_M + k \cdot u_c(E_M), \quad (6)$$

где:

$$E_M = E_{\tilde{M}_1} + E_{\tilde{M}_2} + E_{\tilde{M}_3}, \quad u_c^2(E_M) = u_c^2(E_{\tilde{M}_1}) + u_c^2(E_{\tilde{M}_2}), \quad (7)$$

$$E_{\tilde{M}_1}^{\triangleleft} = E_{\tilde{M}_1} - k \cdot u_c(E_{\tilde{M}_1}), \quad E_{\tilde{M}_1}^{\triangleright} = E_{\tilde{M}_1} + k \cdot u_c(E_{\tilde{M}_1}), \quad (8)$$

$$E_{\tilde{M}_2}^{\triangleleft} = E_{\tilde{M}_2} - k \cdot u_c(E_{\tilde{M}_2}), \quad E_{\tilde{M}_2}^{\triangleright} = E_{\tilde{M}_2} + k \cdot u_c(E_{\tilde{M}_2}), \quad (9)$$

$$E_{\tilde{M}_1} = \sum_{r=1}^{\tilde{N}_1} \Psi_r^{max} \cdot Q_r, \quad u_c^2(E_{\tilde{M}_1}) = \sum_{r=1}^{\tilde{N}_1} [\Psi_r^{max} \cdot V]^2 \cdot u_c^2(y_r), \quad (10)$$

$$E_{\tilde{M}_2} = \sum_{r=\tilde{N}_1+1}^{\tilde{N}_1+\tilde{N}_2} \Psi_r^{max} \cdot Q_r, \quad u_c^2(E_{\tilde{M}_2}) = \sum_{r=\tilde{N}_1+1}^{\tilde{N}_1+\tilde{N}_2} [\Psi_r^{max} \cdot V]^2 \cdot u_c^2(\hat{y}_r), \quad (11)$$

$$E_{\tilde{M}_3} = \delta \cdot \sum_{r=\tilde{N}_1+\tilde{N}_2+1}^{\tilde{N}_1+\tilde{N}_2+\tilde{N}_3} \Psi_r^{max} \cdot Q_r, \quad E_{\tilde{M}_4} = 0, \quad cov(Y_p, Y_q) = \delta_{pq}, \quad p, q = \overline{1, N}, \quad (12)$$

$$Q_r = \begin{cases} y_r \cdot V & \text{для радионуклидов из } \tilde{M}_1, r \in [1, \tilde{N}_1] \\ \hat{y}_r \cdot V & \text{для радионуклидов из } \tilde{M}_2, r \in [\tilde{N}_1 + 1, \tilde{N}_1 + \tilde{N}_2] \\ y_r^\# \cdot V & \text{для радионуклидов из } \tilde{M}_3, r \in [\tilde{N}_1 + \tilde{N}_2 + 1, N - \tilde{N}_4] \\ 0 & \text{для радионуклидов из } \tilde{M}_4, r \in [\tilde{N}_1 + \tilde{N}_2 + \tilde{N}_3 + 1, N] \end{cases}, \quad (13)$$

$$[y_r] = [\hat{y}_r] = [y_r^\#] = \text{Бк} \cdot \text{м}^{-3},$$

где:

-  $E_M, E_{\tilde{M}_1}, E_{\tilde{M}_2}, E_{\tilde{M}_3}$  – рассчитанное значение дозы по выборочным значениям ОА радионуклидов соответственно из множества  $M, \tilde{M}_1, \tilde{M}_2, \tilde{M}_3$  [6];

-  $u_c(E_M), u_c(E_{\tilde{M}_1}), u_c(E_{\tilde{M}_2})$  – оценка суммарной стандартной неопределенности результата расчета (по измерениям) величины  $E_M, E_{\tilde{M}_1}, E_{\tilde{M}_2}$ , соответственно;

-  $E_M^{\triangleleft}, E_M^{\triangleright}$  – нижняя и верхняя граница доверительного интервала для годовой эффективной дозы облучения КГ от выбросов радионуклидов из множества  $M$ , соответственно, Зв/год;

-  $E_{\tilde{M}_1}^{\triangleleft}, E_{\tilde{M}_1}^{\triangleright}$  – нижняя и верхняя граница доверительного интервала для годовой эффективной дозы облучения КГ от выбросов радионуклидов из множества  $\tilde{M}_1$ , соответственно, Зв/год;

-  $E_{\tilde{M}_2}^{\triangleleft}, E_{\tilde{M}_2}^{\triangleright}$  – нижняя и верхняя граница доверительного интервала для годовой эффективной дозы облучения КГ от выбросов радионуклидов из множества  $\tilde{M}_2$ , соответственно, Зв/год;

-  $\delta_{pq}$  – символ Кронекера ( $\delta_{pq} = 1$ , если  $p = q$  и  $\delta_{pq} = 0$ , если  $p \neq q$ );

-  $Q_r$  – годовой выброс радионуклида  $r$  из множества  $M$ , Бк/год;

-  $\Psi_r^{max}$  – максимальное значение функции перехода, связывающей годовой выброс радионуклида  $r$  с годовой эффективной дозой облучения КГ, Зв/Бк;

-  $V$  – среднегодовой расход воздуха из источника, м<sup>3</sup>/год.

Будем полагать, что элементы (радионуклиды) каждого подмножества  $\{\tilde{M}_i\}$  упорядочены таким образом, что вклад радионуклида в дозу тем больше, чем меньше его порядковый номер.

Рассмотрим три варианта формирования подмножества  $M_I \subseteq M$ , основанные на включении в процесс принятия решений различных составляющих результатов измерений (измеренное значение и границы доверительного интервала) для расчета годовой эффективной дозы облучения КГ от выбросов радионуклидов из множества  $M$ .

### Вариант № 1

Применим установленный в [2] критерий к результату расчета величины  $E_M$  на основе выборочных значений ОА радионуклидов из генеральной совокупности (множество  $M$ ).

Для решения поставленной задачи используем значения величин  $E_M, E_{\tilde{M}_1}, E_{\tilde{M}_2}$  и  $E_{\tilde{M}_3}$ , расчет которых проводится по формулам (7)–(13).

Вклад каждой группы (подмножества) радионуклидов  $\{\tilde{M}_i\}$  в значение величины  $E_M$  рассчитывается следующим образом:

$$\varepsilon_{\tilde{M}_i} = \frac{E_{\tilde{M}_i}}{E_M}, \quad i = \overline{1,3}, \quad \sum_{i=1}^3 \varepsilon_{\tilde{M}_i} = 1. \quad (14)$$

В рамках принятого варианта можно предложить следующую процедуру формирования подмножества  $M_{I(l)}$  (мощностью  $N_{I(l)}$ ) как  $M_I$ .

1.1. Если  $\varepsilon_{\tilde{M}_1} > \varepsilon$ , находим минимальное число  $N_{I(l)}$  из условия:

$$(E_M)^{-1} \cdot \sum_{r=1}^{N_{I(l)}} \Psi_r^{max} \cdot y_r \cdot V \geq \varepsilon, \quad N_{I(l)} \leq \tilde{N}_1. \quad (15)$$

Подмножество  $M_{I(l)}$  формируется из первых  $N_{I(l)}$  элементов (радионуклидов) подмножества  $\tilde{M}_1$ .

1.2. Если  $\varepsilon_{\tilde{M}_3} < 1 - \varepsilon$ , находим минимальное число  $N_{I(l)}$  из условия:

$$\varepsilon_{\tilde{M}_1} + (E_M)^{-1} \cdot \sum_{r=\tilde{N}_1+1}^{N_{I(l)}} \Psi_r^{max} \cdot \hat{y}_r \cdot V \geq \varepsilon, \quad \tilde{N}_1 < N_{I(l)} \leq \tilde{N}_1 + \tilde{N}_2. \quad (16)$$

Подмножество  $M_{I(l)}$  формируется из первых  $N_{I(l)}$  элементов (радионуклидов) подмножества  $\tilde{M}_{1,2} = \tilde{M}_1 \cup \tilde{M}_2$ .

1.3. Если  $\varepsilon_{\tilde{M}_3} > 1 - \varepsilon$ , находим минимальное число  $N_{I(l)}$  из условия:

$$\frac{\delta}{E_M} \cdot \sum_{r=N_{I(l)}+1}^{N-\tilde{N}_4} \Psi_r^{max} \cdot y_r^\# \cdot V \leq 1 - \varepsilon. \quad (17)$$

Подмножество  $M_{I(l)}$  формируется из первых  $N_{I(l)}$  элементов (радионуклидов) подмножества  $\tilde{M}_{1,2,3} = \tilde{M}_{1,2} \cup \tilde{M}_3$ .

Существенным недостатком рассмотренного варианта, на наш взгляд, является не учет неопределенностей измерений ОА радионуклидов в выбросе.

### Вариант № 2

Применим установленный в [2] критерий к верхней границе доверительного интервала для годовой эффективной дозы облучения населения  $E_M^\triangleright$  за счет выбросов радионуклидов из множества  $M$ .

Такой подход вполне оправдан, когда перечень радионуклидов из подмножества  $M_I$  планируется использовать для получения верхних (консервативных) оценок дозы от выбросов ОИАЭ

с целью установления НДВ, размеров санитарно-защитной зоны, сопоставления с нормативными значениями, например, с пределом дозы для населения или квотой (часть предела дозы, установленная для ограничения облучения населения от конкретного техногенного источника излучения и пути облучения [7]; в рекомендациях МКРЗ и стандартах МАГАТЭ используется термин «границная доза»; согласно Руководствам по безопасности МАГАТЭ № GSG-8 и № GSG 9 граничные дозы для облучения населения устанавливаются ниже предела эффективной дозы и выше минимально значимой дозы, установленной в [7,24] в качестве нижней границы дозы при оптимизации радиационной защиты населения). Особенность предлагаемого варианта формирования подмножества  $M_I$  состоит в учете неопределенностей измерений. При этом вклад выброса радионуклида в  $E_M^{\triangleright}$  при прочих равных условиях тем больше, чем больше неопределенность измерения его ОА. Большие неопределенности измерений объективно приводят к необоснованному завышению значений величины  $E_M^{\triangleright}$  и, как следствие, могут при определенных обстоятельствах приводить к несоблюдению установленных дозовых критериев или НДВ. Повышение точности измерений, кроме снижения излишнего консерватизма в оценках годовой дозы от выбросов, объективно способствует более адекватному формированию подмножества  $M_I$ .

Вклад каждой группы (подмножества) радионуклидов  $\{\tilde{M}_i\}$  в значение величины  $E_M^{\triangleright}$  рассчитывается следующим образом:

$$\varepsilon_{\tilde{M}_1}^{\triangleright} = \frac{E_{\tilde{M}_1}^{\triangleright}}{E_M^{\triangleright}}, \quad \varepsilon_{\tilde{M}_2}^{\triangleleft} = \frac{E_{\tilde{M}_2}^{\triangleright}}{E_M^{\triangleright}}, \quad \varepsilon_{\tilde{M}_3}^{\triangleleft} = \frac{E_{\tilde{M}_3}^{\triangleright}}{E_M^{\triangleright}}, \quad \sum_{i=1}^3 \varepsilon_{\tilde{M}_i}^{\triangleright} = 1. \quad (18)$$

В рамках второго варианта можно предложить следующую процедуру формирования подмножества  $M_{I(2)}$  (мощностью  $N_{I(2)}$ ) как  $M_I$ .

2.1. Если  $\varepsilon_{\tilde{M}_1}^{\triangleright} > \varepsilon$ , находим минимальное число  $N_{I(2)}$  из условия:

$$\frac{1}{E_M^{\triangleright}} \cdot \left\{ \sum_{r=1}^{N_{I(2)}} \Psi_r^{\max} \cdot y_r \cdot V + k \cdot \sqrt{\sum_{r=1}^{N_{I(2)}} [\Psi_r^{\max} \cdot V]^2 \cdot u_c^2(y_r)} \right\} \geq \varepsilon. \quad (19)$$

Подмножество  $M_{I(2)}$  формируется из первых  $N_{I(2)}$  элементов (радионуклидов) подмножества  $\tilde{M}_I$ .

2.2. Если  $\varepsilon_{\tilde{M}_3}^{\triangleleft} < 1 - \varepsilon$ , находим минимальное число  $N_{I(2)}$  из условия:

$$\varepsilon_{\tilde{M}_1}^{\triangleright} + \frac{1}{E_M^{\triangleright}} \cdot \left\{ \sum_{r=\tilde{N}_I+1}^{N_{I(2)}} \Psi_r^{\max} \cdot \hat{y}_r \cdot V + k \cdot \sqrt{u_c^2(E_{\tilde{M}_1}) + \sum_{r=\tilde{N}_I+1}^{N_{I(2)}} [\Psi_r^{\max} \cdot V]^2 \cdot u_c^2(\hat{y}_r)} \right\} \geq \varepsilon. \quad (20)$$

Подмножество  $M_{I(2)}$  формируется из первых  $N_{I(2)}$  элементов (радионуклидов) подмножества  $\tilde{M}_{I,2} = \tilde{M}_I \cup \tilde{M}_2$ .

2.3. Если  $\varepsilon_{\tilde{M}_3}^{\triangleleft} > 1 - \varepsilon$ , находим минимальное число  $N_{I(2)}$  из условия:

$$\frac{\delta}{E_M^{\triangleright}} \cdot \sum_{r=N_{I(2)}+1}^{N-\tilde{N}_4} \Psi_r^{\max} \cdot V \leq 1 - \varepsilon. \quad (21)$$

Подмножество  $M_{I(2)}$  формируется из первых  $N_{I(2)}$  элементов (радионуклидов) подмножества  $\tilde{M}_{I,2,3} = \tilde{M}_{I,2} \cup \tilde{M}_3$ .

К недостаткам рассмотренного варианта следует отнести то обстоятельство, что при формировании подмножества  $M_I$  предпочтение, при прочих равных условиях, будет отдаваться радионуклидам, для которых неопределенность измерения ОА в выбросе будет больше. Это может

привести к необоснованному исключению из подмножества  $M_I$  радионуклидов с относительно небольшой неопределенностью измерений ОА.

*Вариант № 3*

Применим установленный в [2] критерий к нижней границе доверительного интервала для годовой эффективной дозы облучения населения  $E_M^{\triangleleft}$  от выбросов радионуклидов из множества  $M$ .

Такой подход может быть актуален, когда перечень радионуклидов из подмножества  $M_I$  планируется использовать для получения нижней оценки дозы или в том случае, когда представляется целесообразным увязать вклад радионуклида в дозу с точностью измерения его ОА в выбросе. Особенность рассматриваемого варианта формирования подмножества  $M_I$  состоит в таком учете неопределенностей измерений, при котором вклад выброса радионуклида в дозу при прочих равных условиях тем больше, чем меньше неопределенность измерения его ОА.

Большие неопределенности измерений объективно приводят к необоснованному снижению значений величины  $E_M^{\triangleleft}$ , что может привести к недооценке ряда негативных факторов, влияющих на облучение человека. Как и при втором варианте, повышение точности измерений ОА объективно способствует более адекватному формированию подмножества  $M_I$ .

Вклад каждой группы (подмножества) радионуклидов  $\{\tilde{M}_i\}$  в значение величины  $E_M^{\triangleleft}$  рассчитывается следующим образом:

$$\varepsilon_{\tilde{M}_1}^{\triangleleft} = \frac{E_{\tilde{M}_1}^{\triangleleft}}{E_M^{\triangleleft}}, \quad \varepsilon_{\tilde{M}_2}^{\triangleleft} = \frac{E_{\tilde{M}_2}^{\triangleleft}}{E_M^{\triangleleft}}, \quad \varepsilon_{\tilde{M}_3}^{\triangleleft} = \frac{E_{\tilde{M}_3}^{\triangleleft}}{E_M^{\triangleleft}}, \quad \sum_{i=1}^3 \varepsilon_{\tilde{M}_i}^{\triangleleft} = 1. \quad (22)$$

В рамках этого варианта можно предложить следующую процедуру формирования подмножества  $M_{I(3)}$  (мощностью  $N_{I(3)}$ ) как  $M_I$ .

3.1. Если  $\varepsilon_{\tilde{M}_1}^{\triangleleft} > \varepsilon$ , находим минимальное число  $N_{I(3)}$  из условия:

$$\frac{1}{E_M^{\triangleleft}} \cdot \left\{ \sum_{r=1}^{N_{I(3)}} \Psi_r^{max} \cdot y_r \cdot V - k \sqrt{\sum_{r=1}^{N_{I(3)}} [\Psi_r^{max} \cdot V]^2 \cdot u_c^2(y_r)} \right\} \geq \varepsilon. \quad (23)$$

Подмножество  $M_{I(3)}$  формируется из первых  $N_{I(3)}$  элементов (радионуклидов) подмножества  $\tilde{M}_1$ .

3.2. Если  $\varepsilon_{\tilde{M}_3} > 1 - \varepsilon$ , находим минимальное число  $N_{I(3)}$  из условия:

$$\varepsilon_{\tilde{M}_1}^{\triangleleft} + \frac{1}{E_M^{\triangleleft}} \cdot \left\{ \sum_{r=\tilde{N}_1+1}^{N_{I(3)}} \Psi_r^{max} \cdot \hat{y}_r \cdot V - k \cdot \sqrt{u_c^2(E_{\tilde{M}_1}) + \sum_{r=\tilde{N}_1+1}^{N_{I(3)}} [\Psi_r^{max} \cdot V]^2 \cdot u_c^2(\hat{y}_r)} \right\} \geq \varepsilon. \quad (24)$$

Подмножество  $M_{I(3)}$  формируется из первых  $N_{I(3)}$  элементов (радионуклидов) подмножества  $\tilde{M}_{1,2} = \tilde{M}_1 \cup \tilde{M}_2$ .

3.3. Если  $\varepsilon_{\tilde{M}_3}^{\triangleleft} > 1 - \varepsilon$ , находим минимальное число  $N_{I(3)}$  из условия:

$$\frac{\delta}{E_M^{\triangleleft}} \cdot \sum_{r=N_{I(3)}+1}^{N-\tilde{N}_4} \Psi_r^{max} \cdot y_r^{\#} \cdot V \leq 1 - \varepsilon. \quad (25)$$

Подмножество  $M_{I(3)}$  формируется из первых  $N_{I(3)}$  элементов (радионуклидов) подмножества  $\tilde{M}_{1,2,3} = \tilde{M}_{1,2} \cup \tilde{M}_3$ .

В рамках этого варианта при формировании подмножества  $M_I$  предпочтение, при прочих равных условиях, будет отдаваться радионуклидам с наименьшей неопределенностью измерений ОА.

Совместное рассмотрение трех вариантов позволяет объективно оценить влияние неопределенностей измерений как на дозу облучения, так и на характеристики (перечень элементов и мощность) подмножества  $M_I$ .

Исходя из соображений консерватизма, предлагается принять  $M_I = M_{I(1)} \cup M_{I(2)} \cup M_{I(3)}$ . Это означает, что  $M_I$  содержит все элементы из  $M_{I(1)}$ ,  $M_{I(2)}$  и  $M_{I(3)}$ . В этом случае в процесс формирования подмножества  $M_I$  включены все составляющие результатов измерений контролируемых величин (измеренное значение и границы доверительного интервала) и практически исключается необоснованное сокращение перечня радионуклидов, контролируемых в выбросе ОИАЭ. Когда это обоснованно, возможно, в качестве  $M_I$  принимать одно из рассмотренных подмножеств  $\{M_{I(i)}\}$  или их подходящее объединение.

### Выводы

Разработан и обоснован корректный подход к формированию оптимального перечня контролируемых (нормируемых) радионуклидов  $M_I \subseteq M$  в выбросе ОИАЭ в атмосферу на основе выборочных значений случайных величин (ОА радионуклидов из генеральной совокупности  $M$ ), полученных в результате серии экспериментов, с учетом требований нормативных документов [1,2]. Этот подход является развитием способа, рекомендованного в РБ-106-21 [6].

Особенность предложенного подхода состоит в корректном вовлечении в процесс принятия решений результатов измерений контролируемой величины, находящихся как в пределах диапазона измерений, так и за пределами нижней границы этого диапазона, регламентированного МИ и СИ.

Рассмотрены три варианта формирования подмножества  $M_I \subseteq M$ , основанные на включении в процесс принятия решений различных составляющих результатов измерений (измеренное значение и границы доверительного интервала) для расчета годовой эффективной дозы облучения КГ от выбросов радионуклидов из множества  $M$ . Совместное рассмотрение этих вариантов позволяет объективно оценить влияние неопределенностей измерений как на дозу, так и на характеристики (перечень элементов и мощность) подмножества  $M_I$ .

В рамках каждого варианта предложены процедуры формирования подмножества  $M_{I(i)} (i = \overline{1,3})$  как оценки искомого подмножества  $M_I$ .

Исходя из соображений консерватизма, предлагается принять  $M_I = M_{I(1)} \cup M_{I(2)} \cup M_{I(3)}$ . В этом случае практически исключается необоснованное сокращение перечня радионуклидов, контролируемых в выбросе ОИАЭ. Когда это обосновано, возможно, в качестве  $M_I$  принимать одно из рассмотренных подмножеств  $\{M_{I(i)}\}$  или их подходящее объединение.

Предложенный подход может быть учтен при плановом пересмотре РБ-106-21 [6] для расчета и обоснования НДВ и рекомендуется к практическому использованию при формировании перечня контролируемых (нормируемых) радионуклидов в выбросе ОИАЭ в атмосферный воздух.

Указанный подход предлагается также распространить (с известными корректировками) для обоснования перечня контролируемых радионуклидов в сбросах ОИАЭ в водные системы и удаляемых радиоактивных отходов ОИАЭ.

## Литература

1. Об утверждении перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды и признании утратившими силу некоторых постановлений Правительства РФ: распоряжение Правительства РФ от 20.10.2023 № 2909-р.
2. Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (ПДВ-2012): утв. приказом Ростехнадзора от 07.11.2012 № 639.
3. Commission recommendation of 18 December 2003 on standardized information on radioactive airborne and liquid discharges into the environment from nuclear power reactors and reprocessing plants in normal operation (2004/2/Euratom), Official journal of the European Union, no. 6.1.2004, pp. 36-46, 2004.
4. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research, IAEA-TECDOC-1000, IAEA, Vienna, 1998.
5. Курьиндин А.В., Шаповалов А.С., Строганов А.А., Орлов М.Ю., Тимофеев Н.Б., Коршунков А.В., Поляков Р.М., Никитин Д.А. Методическое пособие по вопросам регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду: 2-е издание, переработанное и дополненное. Труды «НТЦ ЯРБ». М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2023. 449 с.
6. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух. РБ-106-21: утв. приказом Ростехнадзора от 30.08.2021 № 288.
7. СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. ОСПОРБ-99/2010. Утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 26.04.2010 № 40.
8. Метрологические требования к измерениям, эталонам единиц величин, стандартным образцам, средствам измерений, их составным частям, программному обеспечению, методикам (методам) измерений, применяемых в области использования атомной энергии. Утв. приказом Госкорпорации «Росатом» от 31.10.2013 № 1/10-НПА.
9. МИ 2453-2015. Рекомендация. Государственная система обеспечения единства измерений. Методики радиационного контроля. Общие требования. Утв. ФГУП «ВНИИФТРИ» 30.12.2015.
10. ГОСТ 8.638-2013. Межгосударственный стандарт. Государственная система обеспечения единства измерений. Метрологическое обеспечение радиационного контроля. Основные положения. Введен в действие приказом Росстандарта от 13.03.2014 № 138-ст, введен впервые. Дата введения 01.07.2015. М.: Стандартинформ, 2014.
11. Рекомендации по межгосударственной стандартизации. Государственная система обеспечения единства измерений. Метрология. Основные термины и определения. РМГ 29-2013. Введены в действие приказом Росстандарта от 05.12.2013 № 2166-ст.
12. ГОСТ 34100.3-2017/ISO/IEC Guide 98-3:2008. Межгосударственный стандарт. Неопределенность измерения. Часть 3. Руководство по выражению неопределенности измерения. Введен в действие приказом Росстандарта от 12.09.2017 № 1065-ст, введен впервые. Дата введения 01.09.2018. М.: Стандартинформ, 2017.
13. Викторов Л.В., Денисов Е.И., Кунцевич Г.А., Петров В.Л., Шеин А.С. Особенности определения минимальной детектируемой активности // АНРИ. 2023. № 3(114). С. 19-25.
14. Исаев А.Г., Бабенко В.В., Казимиров А.С., Гришин С.Н., Иевлев С.М. Минимальная детектируемая активность. Основные понятия и определения // АНРИ. 2010. № 2(61). С. 15-20.
15. Хелстром К. Статистическая теория обнаружения сигналов. М.: Издательство иностранной литературы, 1963.

16. A. Lloyd Currie, «Limits for qualitative detection and quantitative determination», *Analytical Chemistry*, vol. 40, no. 3, 1968, pp. 586-593.
17. ISO 11929-4:2022(E) Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the coverage interval) for measurements of ionizing radiation – Fundamentals and application – Part 4: Guidelines to applications, ISO, 2022.
18. Об утверждении Руководства по валидации аналитических методик проведения испытаний лекарственных средств: решение Коллегии Евразийской экономической комиссии от 17.07.2018 № 113.
19. ГОСТ ИЕС 62321-7-1-2022. Межгосударственный стандарт. Определение регламентированных веществ в электротехнических изделиях. Часть 7-1. Хром шестивалентный. Определение хрома шестивалентного Cr(VI) в защитных покрытиях металлов колориметрическим методом. Введен в действие приказом Росстандарта от 03.04.2024 № 402-ст, введен впервые, дата введения 01.07.2025. М.: ФГБУ «Институт стандартизации», 2024.
20. Рекомендации по межгосударственной стандартизации. Государственная система обеспечения единства измерений. Показатели точности, правильности, прецизионности методик количественного химического анализа. Методы оценки. РМГ 61-2010. Введены в действие приказом Росстандарта от 13.12.2011 № 1064-ст.
21. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, IAEA Nuclear safety and security glossary. Terminology used in nuclear safety, nuclear security, radiation protection and emergency preparedness and response 2022 (Interim) edition, IAEA, Vienna, 2022.
22. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Environmental and source monitoring for purposes of radiation protection, IAEA Safety Standards Series No. RS-G-1.8, IAEA, Vienna, 2005.
23. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Determination and interpretation of characteristic limits for radioactivity measurements, IAEA Analytical Quality in Nuclear Applications Series. № 48, IAEA, Vienna, 2017.
24. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности. НРБ-99/2009. Утв. постановлением Главного государственного врача РФ от 07.07.2009 № 47.

## Justification of the List of Radionuclides Subject to Limitation in Airborne Discharges from Nuclear Facilities into the Atmosphere

Kuryndin Anton, Ivanov Evgeniy, Shapovalov Albert, Timofeev Nikolai (Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow, Russia)

**Abstract.** A correct approach to the formation of an optimal list of controlled (subject to limitation) radionuclides in airborne discharges from nuclear facilities into the atmosphere has been developed and substantiated based on sample values of random variables (volumetric activities of radionuclides) obtained as a result of a series of experiments, considering the requirements of regulatory documents. The peculiarity of the proposed approach is the full involvement in the decision-making process of the results of measurements of the values of the controlled quantity, located both within the measurement range and beyond the lower limit of this range, regulated by the methods and means of measurement, as well as indicators of the reliability of radiation monitoring.

**Keywords:** *radioactive substances, airborne discharges, limitation of airborne discharges, atmospheric air, nuclear facilities, radiation monitoring.*

*А.В.Курьиндин (к.т.н., зам. директора), А.С.Шаповалов (нач. отд.), Е.А.Иванов (к.т.н., с.н.с., гл.н.с.), Н.Б.Тимофеев (нач. лаб.)*

*Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр ядерной и радиационной безопасности» (ФБУ «НТЦ ЯРБ»), г. Москва*

*Контакты: +7 (499) 264-71-13; ivanov@secnrs.ru, kuryndin@secnrs.ru, shapovalov@secnrs.ru, ntimofeev@secnrs.ru*

# Основные изменения в Государственной поверочной схеме для средств измерений активности радионуклидов, удельной активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников

В настоящей работе представлен обзор основных изменений в Государственной поверочной схеме для средств измерений активности радионуклидов, удельной активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников (ГПС), регламентированной ГОСТ 8.033-2023 [1]. Приведены основные понятия, объясняющие место и роль поверочных схем в обеспечении единства измерений. Отражены наиболее значимые причины, приведшие к необходимости пересмотра действующей ранее ГПС, особое внимание уделено последним внесенным изменениям и особенностям их применения для обеспечения единства измерений в области ионизирующих излучений.

## **Ключевые слова:**

*Государственная поверочная схема, обеспечение единства измерений, передача единиц величин, эталоны.*

**Т.И.Шильникова, Г.В.Жуков,  
А.В.Заневский, Н.Н.Моисеев,  
А.А.Осокина, А.А.Щепилова,  
М.С.Эпов**

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

**П**риказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от 6 сентября 2023 г. № 814-ст в качестве национального стандарта Российской Федерации введен межгосударственный стандарт ГОСТ 8.033-2023 «Государственная система обеспечения единства измерений. Государственная поверочная схема для средств измерений активности радионуклидов, удельной активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников». Дата введения в действие – 1 октября 2023 г.

До введения ГОСТ 8.033-2023 за последние почти 30 лет последовательно сменили друг друга три ГПС, утратившие силу в настоящее время. Первая была регламентирована

ГОСТ 8.033-96, две последующие утверждены приказами Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии № 2841 от 28.12.2018 и № 3341 от 30 декабря 2022 г.

Следует отметить, что ГПС, утвержденные приказами Росстандарта, имеют силу только на территории РФ, в отличие от введенных в действие межгосударственных стандартов. ГОСТ 8.033-2023 существенно упростит и унифицирует применение ГПС в РФ и в государствах, являющихся участниками Соглашения о проведении согласованной политики в области стандартизации, метрологии и сертификации [2].

Для полноценного объяснения основных причин, которые привели к пересмотру ГПС, обратимся к ее эволюции и ключевым положениям нормативных правовых актов (Федеральные законы, подзаконные акты) и нормативных документов (межгосударственные и национальные стандарты, рекомендации по межгосударственной стандартизации, иные нормативные документы по стандартизации), устанавливающие назначение и роль государственных поверочных схем в обеспечение единства измерений в Российской Федерации.

Историю изменений ГПС до 2018 года нельзя назвать насыщенной и динамичной. Взамен ГОСТ 8.033-84 был утвержден ГОСТ 8.033-96, действовавший более 20 лет. Новая ГПС, вступившая в силу на основании приказа Росстандарта № 2841 в 2018 году, действовала примерно 4 года. На смену ей пришла ГПС (приказ Росстандарта № 3341 от 30.12.2022), функционировавшая менее 1 года. Эпопея обзримых изменений завершилась введением в действие ГОСТ 8.033-2023, предсказать срок функционирования которого заранее невозможно, особенно с учетом того факта, что ГПС должна быть «живым» рабочим документом, адаптируемым по мере необходимости к актуальным требованиям динамично меняющихся современных реалий.

ГПС, регламентированная ГОСТ 8.033-2023, является идентичной ГПС, утвержденной Приказом Росстандарта № 3341 от 30 декабря 2022 г. Вышеописанная история изменений представлена в графическом виде на рис.1.

Прежде чем перейти к объяснению причин, приведших к существенным изменениям ГПС, рассмотрим основные термины и определения, касающиеся предмета нашего обсуждения.



Рис.1.

## Термины и определения

Разбор основных понятий, относящихся к назначению государственных поверочных схем, позволит развеять зачастую бытующие заблуждения о том, что поверочная схема предназначена исключительно для поверки средств измерений (СИ), не зря же она называется «поверочная». Определенная логика в таких рассуждениях есть, но не стоит забывать, что не всегда название изменяется синхронно с сутью объекта, иногда устаревшие наименования и обозначения сохраняют свои позиции в течение долгого времени, переходя в устойчивые и привычные архаизмы.

Согласно Положению об эталонах единиц величин, используемых в сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений (утв. постановлением Правительства РФ от 23.09.2010 № 734) [3]:

- государственная поверочная схема – документ, устанавливающий порядок передачи единицы величины от государственного первичного эталона единицы величины эталонам единицы величины, имеющим более низкие показатели точности, и средствам измерений.

Согласно п. 4.4 ГОСТ Р 8.885-2024 [4]:

- порядок передачи единиц величин от государственных первичных эталонов единиц величин эталонам единиц величин, имеющим более низкие показатели точности, и средствам измерений устанавливается государственными поверочными схемами.

Согласно п. 9.15 РМГ 29-2013 [5]:

- поверочная схема: иерархическая структура, устанавливающая соподчинение эталонов, участвующих в передаче единицы или шкалы измерений от исходного эталона средствам измерений (с указанием методов и погрешностей при передаче), утверждаемая в установленном порядке в виде нормативного документа.

Примечание: поверочная схема может быть использована для установления метрологической прослеживаемости результатов измерений.

Исходя из вышеприведенных положений, можно прийти к обоснованному выводу о том, что основная функция ГПС определена однозначно и заключается в установлении порядка передачи единиц величин от государственных первичных эталонов (ГПЭ) эталонам, имеющим более низкие показатели точности, и средствам измерений.

Поверка не фигурирует ни в одном из вышеприведенных определений, нет даже упоминаний о том, что ГПС предназначена для поверки, для исключения последних сомнений дополнительно приведем следующие определения из ст. 2 ФЗ 102 [6]:

п. 17: Поверка средств измерений (далее также – поверка) – совокупность операций, выполняемых в целях подтверждения соответствия средств измерений метрологическим требованиям;

п. 18: Прослеживаемость – свойство эталона единицы величины, средства измерений или результата измерений, заключающееся в документально подтвержденном установлении их связи с государственным первичным эталоном или национальным первичным эталоном иностранного государства соответствующей единицы величины посредством сличения эталонов единиц величин, поверки, калибровки средств измерений.

Из этих определений следует, что поверка является подтверждением соответствия характеристик СИ установленным требованиям, одной из форм подтверждения прослеживаемости и в соответствии со ст. 11 ФЗ 102 одной из форм государственного регулирования.

Согласно п. 22 [3]: Передача единицы величины от государственного эталона единицы величины осуществляется в соответствии с методикой аттестации эталона единицы величины,

методикой поверки средства измерений или методикой калибровки средства измерений при соблюдении условий применения эталона единицы величины. Методики аттестации эталонов единиц величин, методики поверки средств измерений и методики калибровки средств измерений должны соответствовать требованиям поверочных схем. В соответствии со ст.12 ФЗ 102 методика поверки данного типа СИ устанавливается при утверждении типа СИ.

Следовательно, ГПС действуют не ради поверки СИ, но применяются, в числе прочего, для разработки методик поверки и установления требований к применяемым при поверке эталонам. Система государственного регулирования обеспечения единства измерений направлена в первую очередь на поддержку правильного и бесперебойного функционирования средств измерений, что предъявляет особые требования к ГПС, которые должны одновременно соответствовать современным научным достижениям приборостроения и фактическому потенциалу эталонной базы. По этой причине пересмотр ГПС необходим в случаях создания новых видов эталонов, несоответствия существующих требований к эталонам современному научно-техническому уровню или невозможности передачи единиц величин с применением действующих эталонов.

### **Основные изменения и причины пересмотра Государственной поверочной схемы для средств измерений активности радионуклидов, удельной активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников**

Основные преобразования передачи единиц от ГЭТ 6-2016 эталонам и СИ были отражены в ГПС, утвержденной приказом Росстандарта от 30 декабря 2022 г. № 3341. Введение в действие ГОСТ 8.033-2023 в качестве национального стандарта не привнесло ни малейших изменений в действующую иерархическую структуру, поэтому точкой отсчета принятия кардинальных изменений в ГПС можно считать 1 февраля 2023 г.

*Ниже описаны ключевые изменения с указанием обоснующих факторов.*

1. Введение стандартных образцов (СО) активности и удельной активности радионуклидов в качестве нового вида вторичных и рабочих эталонов для передачи единиц активности и удельной активности радионуклидов от ГЭТ 6-2016.

Согласно ГОСТ 8.033-96 и следующей за ней ГПС (приказ № 2841 от 29.12.2018) передача единиц активности и удельной активности радионуклидов в растворах осуществлялась с помощью растворов радионуклидов в качестве вторичных и рабочих эталонов.

На момент пересмотра ГПС и по настоящее время в федеральном информационном фонде по обеспечению единства измерений (ФИФ ОЕИ) отсутствуют растворы радионуклидов в качестве аттестованных эталонов, что объясняется в основном специфическим способом их использования, а именно невозможностью повторного применения после вскрытия ампулы. Кроме того, не существует и растворов радионуклидов, поверяемых в качестве эталонов, так как выпускаемые растворы не являются СИ утвержденного типа. Основным препятствием для утверждения данного типа средства измерений является все та же особенность одноразового применения, приводящая к изменению основных метрологических характеристик после нарушения герметичности ампулы.

Отсутствие нужных эталонов приводит к нарушению системы передачи единиц активности и удельной активности радионуклидов в растворах от ГЭТ 6-2016 эталонам и средствам измерений и является основной причиной пересмотра ГПС. Для устранения данной проблемы и

урегулирования ситуации с передачей единиц активности и удельной активности радионуклидов в растворах в ГОСТ 8.033-2023 исключена ветвь передачи единицы активности и удельной активности с помощью растворов радионуклидов и введена иерархическая передача активности и удельной активности радионуклидов с применением стандартных образцов (СО) в качестве эталонов.

По сути, это единственный на сегодня способ обеспечения прослеживаемости измерений удельной активности радионуклидов в растворах к ГЭТ 6-2016, который делает доступным применение растворов радионуклидов в сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений.

Применение эталонов единиц активности и удельной активности радионуклидов в растворах необходимо для решения целого ряда задач, таких как калибровка, поверка, испытания в целях утверждения типа, аттестация методик измерений, межлабораторные сличения и пр.

2. Введение в поле средств измерений элемента для средств измерений, применяемых в ядерной медицине.

Второй по значимости предпосылкой для пересмотра ГПС следует указать необходимость высокой точности при передаче единиц активности и удельной активности радионуклидов СИ, применяемым в ядерной медицине. Для возможности оперативной поверки и калибровки медицинских СИ предусмотрен метод непосредственного сличения с транспортными рабочими эталонами первого или второго разряда.

3. Введение методов косвенных измерений для передачи единиц.

Следующей причиной, приведшей к внесению изменений в ГПС, можно считать необходимость дополнения передачи единиц косвенными методами, расширяющими возможности применения эталонов для метрологического обеспечения СИ. Введение косвенных методов передачи единиц от ГПЭ вторичным эталонам позволяет существенно расширить диапазоны измерений без ухудшения показателей точности. Использование косвенных методов для передачи единиц от эталонов средствам измерений открывает дополнительный доступ к применению существующих эталонов при испытаниях и поверке СИ.

4. Объединение дублирующих элементов ГПС.

Последним существенным обстоятельством, повлиявшим на решение о пересмотре ГПС, можно упомянуть излишнее количество дублирующих элементов в поле средств измерений. Данная проблема была успешно решена объединением нескольких элементов в один с требуемыми показателями точности.

Далее подробно остановимся на самом значимом изменении, внесенном в ГПС, регламентированную ГОСТ 8.033-2023.

### **Стандартные образцы – терминология и стандарты**

Несмотря на то, что прошло почти два года со времени введения в действие ГПС, утвержденной приказом Росстандарта от 30 декабря 2022 г. № 3341, и больше года с момента вступления в силу ГОСТ 8.033-2023, на сегодняшний день СО, выполняющие функции вторичных или рабочих эталонов, представлены в ФИФ ОЕИ крайне скудным перечнем. Данный факт является серьезным препятствием для полноценной передачи единиц активности и удельной активности радионуклидов.

Сложившаяся ситуация вполне предсказуема, чаще всего нововведения приживаются медленно, и переход к непривычным правилам требует длительного времени. Применение СО для передачи единиц активности и удельной активности радионуклидов имеет противников такого подхода ничуть не меньше, если не больше, чем сторонников. Попробуем разобраться в причинах огромного количества дискуссий, посвященных применению СО.

Что же такое СО согласно определениям действующих правовых и нормативных актов:

**Федеральный закон от 26.06.2008 № 102-ФЗ:**

Стандартный образец – образец вещества (материала) с установленными по результатам испытаний значениями одной и более величин, характеризующих состав или свойство этого вещества (материала).

**ГОСТ 8.315-2019 ГСИ. Стандартные образцы состава и свойств веществ и материалов.**

**Основные положения:**

Стандартный образец состава вещества (материала); СО состава: стандартный образец с установленными значениями величин, характеризующих содержание определенных компонентов в веществе (химических элементов, их изотопов, соединений химических элементов, структурных составляющих и т. п.).

Стандартный образец свойств вещества (материала); СО свойств: стандартный образец с установленными значениями величин, характеризующих физические, химические, биологические и другие свойства вещества.

**ГОСТ ISO Guide 30-2019 Стандартные образцы. Некоторые термины и определения:**

Стандартный образец; СО (reference material; RM): материал, достаточно однородный и стабильный по отношению к одному или нескольким определенным свойствам, которые были установлены для того, чтобы использовать его по назначению в измерительном процессе.

**РМГ 29-2013 ГСИ. Метрология. Основные термины и определения:**

Стандартный образец, СО: материал достаточно однородный и стабильный в отношении определенных свойств для того, чтобы использовать его при измерении или при оценивании качественных свойств в соответствии с предполагаемым назначением.

В очередной раз можно констатировать, что, как и во многих других сферах, касающихся обеспечения единства измерений, существуют серьезные проблемы с терминологией, не обеспечивающей однозначного определения базовых понятий. Если считать терминологию и определения основой последующих требований и норм, то последующие несоответствия в нормативных документах, устанавливающих требования к СО, утверждению их типа и применению, довольно предсказуемы.

Согласно ст.8 № 102-ФЗ в сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений применяются стандартные образцы утвержденных типов. Порядок проведения испытаний СО в целях утверждения типа установлен согласно приложению № 1 к приказу Минпромторга № 2905 [7]. В соответствии с п.10 указанного приложения: программа испытаний стандартных образцов разрабатывается с учетом положений национальных стандартов, устанавливающих общие требования к стандартным образцам, их разработке, испытаниям и применению (при наличии национальных стандартов).

Требования к СО представлены целой серией межгосударственных стандартов, значительная часть данной серии является стандартами, идентичными выпущенным международной организацией по стандартизации ISO (International Organization for Standardization):

- ГОСТ 8.315-2019 Государственная система обеспечения единства измерений (ГСИ). Стандартные образцы состава и свойств веществ и материалов. Основные положения.
- ГОСТ ISO Guide 30-2019 Стандартные образцы. Некоторые термины и определения.
- ГОСТ ISO Guide 31 Стандартные образцы. Содержание сертификатов, этикеток и сопроводительной документации.
- ГОСТ ISO Guide 33 Стандартные образцы. Надлежащая практика применения стандартных образцов.
- ГОСТ ISO Guide 34 Общие требования к компетентности изготовителей стандартных образцов.
- ГОСТ ISO Guide 35 Стандартные образцы. Общие и статистические принципы сертификации (аттестации).
- ГОСТ 8.531 Государственная система обеспечения единства измерений. Стандартные образцы состава монолитных и дисперсных материалов. Способы оценивания однородности.
- ГОСТ 8.532 Государственная система обеспечения единства измерений. Стандартные образцы состава веществ и материалов. Межлабораторная метрологическая аттестация. Содержание и порядок проведения работ.

Несмотря на широкий перечень стандартов, надежда на удобство и целесообразность их применения пропадает после нескольких безуспешных попыток разобраться в положениях вышеуказанных стандартов. К сожалению, приходится констатировать непреложный факт того, что не всегда количество переходит в качество.

В качестве примера приведем цитату из основополагающего стандарта ГОСТ 8.315-2019: *Рекомендации по исследованию однородности, стабильности, характеристики (С)СО приведены в ГОСТ ISO Guide 34, ГОСТ ISO Guide 35, ГОСТ 8.531, ГОСТ 8.532 [5]. При проведении исследований могут быть использованы рекомендации, изложенные в национальных документах по стандартизации государств – членом МГС, рекомендации КОOMET, рекомендации национальных метрологических институтов, иные признанные для применения в государствах – членах МГС документы.*

Рекомендации для исследований трех характеристик собраны не в одном или в трех стандартах, а равномерно или неравномерно распределены по 4 стандартам, что с крайне малой вероятностью указывает на удобство применения вышеуказанных нормативных документов.

Терминология, приведенная в стандартах, также не является однозначной и адаптированной для эффективного применения, о чем можно судить по одному из наиболее значимых документов ГОСТ ISO Guide 31-2019, устанавливающего общие требования к содержанию сопроводительных документов на СО, в котором отмечено:

*Термин «сертификация стандартного образца» эквивалентен термину «аттестация стандартного образца», термин «сертифицированное значение» эквивалентен термину «аттестованное значение», термин «сертификат стандартного образца» эквивалентен термину «паспорт стандартного образца», термин «отчет о сертификации стандартного образца» эквивалентен термину «отчет об аттестации стандартного образца».*

Далее находим очередные странности:

*Рекомендуемая форма сертификата сертифицированного стандартного образца в виде национального (государственного) стандартного образца (стандартного образца утвержденного типа) приведена в ГОСТ 8.315.*

Может ли быть сертифицированный стандартный образец в виде национального (*государственного*) стандартного образца (*стандартного образца утвержденного типа*)? Использоваться или применяться в качестве национального (*государственного*) стандартного образца может, а вот «в виде» вряд ли.

Тем не менее, идем дальше и обращаемся к ГОСТ 8.315 в надежде найти форму сертификата «национального (*государственного*) стандартного образца (*стандартного образца утвержденного типа*)», находим Приложение А (рекомендуемое) «**Форма сертификата государственного (национального) стандартного образца, стандартного образца утвержденного типа (ГСО)**» и получаем форму сертификата с указанием: «Сертификат заполняется в соответствии с рекомендациями по ГОСТ ISO Guide 31». Возникает ощущение бега по замкнутому кругу в поисках выхода и ответа на вопрос – как разобраться с сертификатами сертифицированных, паспортами аттестованных и прочими сопроводительными документами загадочных СО.

Если отвлечься от терминологии, необъяснимых скачков от стандарта к стандарту, и рассмотреть стандарты с точки зрения читабельности и доступности изложения текста, то и здесь придется столкнуться с некоторыми трудностями восприятия. Помимо вышеописанного примера небрежного перевода на русский язык процитируем примечание к 5.9 «Исследование стабильности из ГОСТ ISO Guide 35», которое гласит:

*«Экспериментальный план исследования стабильности, включая определение оптимального числа временных точек экспериментов и числа отбираемых проб, можно осуществлять на статистической основе, допуская, например, неспособность метода измерений обнаружить любую нестабильность».*

Что такое экспериментальный план? Наверное, это означает план эксперимента или план экспериментальных исследований.

Как следует понимать «временные точки эксперимента»? Может, временной график проведения исследований?

Что здесь подразумевается под статистической основой? «*Экспериментальный план исследования стабильности можно осуществлять на статистической основе*» похоже на неперево­димую ни на один из известных языков игру слов.

«Неспособность метода измерений обнаружить любую нестабильность» означает, по всей видимости, «Невозможность применения метода для определения нестабильности».

С огорчением следует отметить, что приведенные примеры не являются единичными или случайными неточностями перевода стандартов, подобные иллюстрации несогласованности перевода с нормами русского языка в текстах стандартов можно найти в огромном количестве.

Особенности и трудности применения стандартов, идентичных международным (ISO, IEC), зачастую связаны со спецификой подстрочных переводов и отсутствием профессионального редактирования. Проблемы могут возникать из-за не совсем верной трактовки аутентичности (др. греч. – подлинный), рекомендуемой при переводе для разработки идентичных стандартов. Как указано в п. 8.1.1 ГОСТ 1.1-2002 [8]: «**идентичные стандарты**: гармонизированные стандарты, которые идентичны по содержанию и форме представления. При изложении идентичных стандартов на разных языках, как правило, используют аутентичные переводы».

Разработка идентичных стандартов имеет множество преимуществ по сравнению с модифицированными. В первую очередь, пропадает необходимость внесения технических изменений, кроме того, высокая степень гармонизации облегчает их применение в международной системе

стандартизации, необходимое для устранения торговых и экономических технических барьеров. Идентичные стандарты совершенно необходимы для установления унифицированных требований к качеству продукции и услуг, но для возможности их применения тексты стандартов должны соответствовать нормам русского языка. Лингвистическая точность перевода является основной составляющей аутентичных переводов, определяющей последующие эффективность и пригодность идентичных стандартов.

При разработке стандартов следует не допускать применения непрофессиональных переводов, не учитывающих языковые особенности, и принимать во внимание п. 6.2.1 ГОСТ 1.3-2014 [9]:

*«6.2.1 При оформлении идентичного стандарта допускается изменять стиль изложения отдельных формулировок (без изменения технического содержания и смысла) по отношению к переводу на русский язык (русской версии) применяемого международного стандарта и вносить следующие редакционные изменения: изменять отдельные фразы и/или заменять термины на их синонимы в целях соблюдения норм русского языка и принятой на межгосударственном уровне терминологии».*

На основании вышеизложенного следует отметить необходимость и целесообразность пересмотра и приведения существующих идентичных стандартов к удобочитаемому виду.

Тем не менее, мы обязательно посвятим следующую статью особенностям разработки, изготовления и утверждения типа СО активности и удельной активности радионуклидов, в которой представим практические аспекты применения существующих стандартов, которые могут пригодиться потенциальным изготовителям и потребителям СО. Также в полной мере будут отражены требования Госкорпорации «Росатом», зачастую несогласующиеся с требованиями национальных стандартов, так как это является чрезвычайно важным аспектом применения СО в области использования атомной энергии.

### **Введение СО для выполнения функций вторичных и рабочих эталонов единиц активности и удельной активности радионуклидов**

В настоящее время в ФИФ ОЕИ представлены несколько типов СО утвержденного типа (табл.1), прослеживаемость которых к ГЭТ 6-2016 установлена в соответствии с ГОСТ 8.033-2023.

Среди них особую значимость имеют СО удельной активности цезия-137, стронция-90 в растворах и удельной активности тритиевой воды, как наиболее важные по степени значимости радионуклидов для обеспечения радиационной безопасности населения, персонала радиационно-опасных объектов и окружающей среды. Содержание этих радионуклидов в объектах окружающей среды, питьевой воде, продовольственном сырье и пищевых продуктах являются одними из основных контролируемых параметров в области радиационной безопасности. Этим фактом объясняется их высокая востребованность для испытаний и калибровок СИ, применения методик измерений и контроля показателей точности.

Использование растворов радионуклидов для поверки не носит массового характера, растворы радионуклидов применяются в основном для поверки жидкосцинтилляционных (ЖС) радиометров, таких как Tri-Carb и Quantulus, SL-300, TRIATHLER, СКС-07П «Кондор».

Особенностью действующих методик поверки ЖС радиометров является необходимость приготовления счетных образцов из раствора радионуклида и жидкого сцинтиллятора, что

**Табл.1.** СО удельной активности и активности радионуклидов в ФИФ ОЕИ.

Номер в Госреестре СО	Наименование СО	Наименование аттестованной характеристики	Срок годности	Производство
ГСО 12750-2024	СО удельной активности радионуклида цезий-137 в растворе	Удельная активность радионуклида цезий-137, Бк/г	5 лет	Серийное повторяющимися партиями
ГСО 12749-2024	СО удельной активности радионуклида стронций-90 в растворе	Удельная активность радионуклида стронций-90, Бк/г	5 лет	Серийное повторяющимися партиями
ГСО 12379-2023 из набора ГСО 12375-2023/ГСО 12379-2023	СО активности радионуклидов (набор АР-ЖС-ВНИИМ)	Активность радионуклида, Бк	3 года	Серийное повторяющимися партиями
ГСО 12378-2023 из набора ГСО 12375-2023/ГСО 12379-2023	СО активности радионуклидов (набор АР-ЖС-ВНИИМ)	Активность радионуклида, Бк	3 года	Серийное повторяющимися партиями
ГСО 12377-2023 из набора ГСО 12375-2023/ГСО 12379-2023	СО активности радионуклидов (набор АР-ЖС-ВНИИМ)	Активность радионуклида, Бк	3 года	Серийное повторяющимися партиями
ГСО 12376-2023 из набора ГСО 12375-2023/ГСО 12379-2023	СО активности радионуклидов (набор АР-ЖС-ВНИИМ)	Активность радионуклида, Бк	3 года	Серийное повторяющимися партиями
ГСО 12375-2023 из набора ГСО 12375-2023/ГСО 12379-2023	СО активности радионуклидов (набор АР-ЖС-ВНИИМ)	Активность радионуклида, Бк	3 года	Серийное повторяющимися партиями
ГСО 12119-2023	СО удельной активности водного раствора трития	Удельная активность водного раствора трития, Бк/г	3 года	Серийное повторяющимися партиями

зачастую приводит к серьезным ошибкам в определении метрологических характеристик и неверным заключениям о пригодности СИ. Для исключения из методик поверки процедуры приготовления счетных образцов и перехода на использование доступных серийных средств поверки разработан и утвержден новый тип СО – СО активности радионуклидов (набор АР-ЖС-ВНИИМ) на основе смеси растворов радионуклидов и жидкого сцинтиллятора. СО выполняют функции рабочих эталонов 1 разряда в соответствии с ГОСТ 8.033-2023, метрологические характеристики СО приведены в табл.2. Основные вопросы разработки и утверждения типа стандартных образцов активности радионуклидов на основе смеси растворов радионуклидов и жидкого сцинтиллятора описаны в [10]. Важным этапом применения СО из набора АР-ЖС-ВНИИМ станут межлабораторные сличения по калибровке ЖС радиометров, проведение которых запланировано на ближайшее время.

Для легитимного применения СО при поверке ЖС радиометров разработан проект ГОСТ Р «Государственная система обеспечения единства измерений. Жидкосцинтилляционные радиометры. Методика поверки». Разработка выполнена в рамках программы национальной стандартизации на 2024 год, разработчик стандарта – ФГУП «ВНИИМ им. Д.И. Менделеева». В настоящее время выполняется последний этап разработки – нормоконтроль проекта стандарта, после чего проект ГОСТ Р будет направлен на утверждение. Следующим шагом после утверждения станет переход от действующих методик поверки к применению вышеуказанного национального стандарта для поверки ЖС радиометров утвержденного типа и вновь разрабатываемых приборов с детектирующей системой на основе жидкого сцинтиллятора.

**Табл.2.** Нормированные метрологические характеристики СО.

Номер ГСО в наборе	Индекс СО в наборе	Интервал допускаемых аттестованных значений активности радионуклида		Допускаемое значение относительной расширенной неопределенности аттестованного значения СО (при $k = 2$ )*, %
		Радионуклид	Бк	
ГСО 12375-2023	АР-ЖС-1-ВНИИМ	H-3	500–5000	5
ГСО 12376-2023	АР-ЖС-2-ВНИИМ	C-14	500–5000	5
ГСО 12377-2023	АР-ЖС-3-ВНИИМ	Sr-90+Y-90	500–5000	5
ГСО 12378-2023	АР-ЖС-4-ВНИИМ	Pu-239	500–5000	5
ГСО 12379-2023	АР-ЖС-5-ВНИИМ	Am-241	500–5000	5

Примечание:  
\* численно равно границам относительной погрешности аттестованного значения СО  $\pm\delta$  (в %) при  $P = 0,95$ .

Сферы деятельности, в которых необходимо применение СО, имеют особое значение для развития экономики Российской Федерации и обеспечения радиационной безопасности в стране: атомная отрасль, охрана окружающей среды, государственный санитарно-эпидемиологический надзор. Для полноценного удовлетворения потребностей в эталонах активности и удельной активности радионуклидов требуется разработка СО активности и удельной активности не только для растворов радионуклидов, но и для радионуклидов в твердых наполнителях (матричные СО) для применения в области радиоэкологического мониторинга, на предприятиях по переработке и утилизации РАО, на объектах атомной энергетики, в ядерной медицине и пр. Критически важными являются СО с наполнителями, имитирующими природные и технологические объекты, металлы, пищевую продукцию, строительные материалы. Одной из приоритетных задач обеспечения радиационной безопасности можно считать формирование концепции разработки и применения стандартных образцов активности и удельной активности радионуклидов с учетом их востребованности, сроков годности, возможного вклада в накопление радиоактивных отходов.

### Заключение

В статье отражены основные изменения в ГПС, особое внимание уделено введению СО в ГОСТ 8.033-2023, представлен краткий обзор нормативной документации, устанавливающей требования к СО. Резюмируя вышеизложенное, можно отметить следующее:

- в настоящее время в сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений использование растворов радионуклидов в качестве эталонов удельной активности радионуклидов возможно только для растворов, выпускаемых в качестве СО утвержденного типа и выполняющих функции вторичных или рабочих эталонов согласно ГОСТ 8.033-2023;
- перспективы применения СО в сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений в значительной степени определяются готовностью потенциальных изготовителей к утверждению типа СО;
- применение нормативных документов, устанавливающих требования к СО, весьма затруднительно в силу отсутствия профессиональных переводов стандартов ISO;

- утверждение типа СО активности и удельной активности радионуклидов имеет множество особенностей, которым будет посвящена отдельная статья;
- необходимо принимать во внимание специфику положений нормативных документов Госкорпорации «Росатом» при применении и утверждении типа СО;
- одной из первостепенных задач является концепция разработки и применения СО активности и удельной активности для радионуклидов в твердых наполнителях (матричные СО), которые могут быть востребованы в любой области, связанной с ионизирующими излучениями;
- особое внимание следует уделить срокам годности СО для предотвращения роста радиоактивных отходов.

Авторы выражают благодарность за помощь в подготовке и обсуждении материалов статьи: руководителю отделения ФГУП «ВНИИМ им. Д.И. Менделеева», к.т.н. Медведевских Сергею Викторовичу; главному метрологу ООО «НТЦ Амплитуда», к.ф.-м.н. Коростину Сергею Владимировичу.

### Литература

1. ГОСТ 8.033-2023. Государственная система обеспечения единства измерений. Государственная поверочная схема для средств измерений активности радионуклидов, удельной активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников.
2. Соглашение о проведении согласованной политики в области стандартизации, метрологии и сертификации.
3. Положение об эталонах единиц величин, используемых в сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений. Утв. постановлением Правительства РФ от 23.09.2010 № 734.
4. ГОСТ Р 8.885-2024. Государственная система обеспечения единства измерений. Эталоны. Основные положения.
5. РМГ 29-2013. Государственная система обеспечения единства измерений. Основные термины и определения Рекомендации по межгосударственной стандартизации.
6. Федеральный закон от 26.06.2008 № 102-ФЗ «Об обеспечении единства измерений».
7. Приказ Минпромторга России от 28.08.2020 № 2905 (ред. от 12.08.2022) «Об утверждении порядка проведения испытаний стандартных образцов или средств измерений в целях утверждения типа, порядка утверждения типа стандартных образцов или типа средств измерений, внесения изменений в сведения о них, порядка выдачи сертификатов об утверждении типа стандартных образцов или типа средств измерений, формы сертификатов об утверждении типа стандартных образцов или типа средств измерений, требований к знакам утверждения типа стандартных образцов или типа средств измерений и порядка их нанесения».
8. ГОСТ Р 1.1-2002. Межгосударственная система стандартизации. Термины и определения.
9. ГОСТ 1.3-2014. Межгосударственная система стандартизации. Стандарты межгосударственные. Правила разработки на основе международных и региональных стандартов.
10. Шильникова Т.И., Жуков Г.В., Эпов М.С. Новые типы стандартных образцов в области измерений ионизирующих излучений // Эталоны. Стандартные образцы. 2024. № 3. Т. 20. С. 41-52.

## Revision of Hierarchy Scheme for Radionuclide Activity, Radionuclide Specific Activity, Flux and Flux Density of $\alpha$ -, $\beta$ -Particles and Photons of Radionuclide Sources

Shilnikova Tatyana, Zhukov Grigoriy, Zanevsky Andrey, Moiseev Nikolay, Osokina Anna, Shchepilova Alexandra, Epov Mikhail (D.I. Mendeleyev Institute for Metrology (VNIIM), St. Petersburg, Russia)

**Abstract.** An overview of the main changes in the hierarchy scheme for radionuclide activity, radionuclide specific activity, flux and flux density of  $\alpha$ -,  $\beta$ -particles and photons of radionuclide sources (GPS), regulated by GOST 8.033-2023, are presented. The place and role of hierarchy schemes in ensuring the uniformity of measurements are explained. The most significant reasons of revisions are reflected, special attention is paid to the latest changes and the specifics of their application to ensure the uniformity of measurements in the field of ionizing radiation.

**Keywords:** *hierarchy scheme, ensuring the uniformity of measurements, measurement standards.*

*Т.И.Шильникова (зам.нач.отд.), Г.В.Жуков (и.о.рук.отд.), А.В.Заневский (н.с.), Н.Н.Моисеев (рук.лаб.), А.А.Осокина (н.с.), А.А.Щепилова (инж.), М.С.Эпов (инж.) ФГУП «ВНИИМ им. Д.И. Менделеева», Санкт-Петербург*

*Контакты: +7 (812) 323-96-12; shti@vniim.ru*

# Применение гамма-сканера с антиколлиматором при обращении с радиоактивными отходами

В статье представлены гамма-изображения контейнеров и пеналов с радиоактивными отходами, полученные с помощью гамма-сканера с антиколлиматором. Такие изображения могут быть использованы для анализа радионуклидного состава радиоактивных отходов и получения информации о пространственном распределении активности в пеналах и контейнерах больших размеров.

О.П.Иванов<sup>1</sup>, В.Н.Потапов<sup>1</sup>,  
Л.А.Рязанова<sup>1</sup>, М.А.Самойлова<sup>2</sup>,  
А.М.Сафронов<sup>1</sup>,  
И.А.Степалин<sup>1</sup>, Е.А.Степанов<sup>1</sup>

<sup>1</sup> НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

<sup>2</sup> ООО «СНИИП-АУНИС» г. Москва

Использование приборов, формирующих изображение источников гамма-излучения, позволяет быстро и точно обнаружить, локализовать и оценить уровень радиационного загрязнения, что, в свою очередь, дает возможность принимать оперативные меры по его устранению и обеспечивать защиту персонала и населения от воздействия радиации. По полученным гамма-изображениям можно определять распределение нуклидов в объектах, что необходимо для эффективного обращения с радиоактивными отходами (РАО).

Устройства для формирования гамма-изображений [1-3] можно разделить на два класса: гамма-сканеры и гамма-камеры. Основное отличие между этими устройствами заключа-

## **Ключевые слова:**

*гамма-сканер, гамма-изображение, радиоактивные отходы, малоракурсная компьютерная томография.*

ется в способах формирования изображений. Гамма-камера использует позиционно-чувствительные детекторы, которые регистрируют излучение от достаточно большой исследуемой области, формируя двумерное гамма-изображение однократным измерением. В гамма-сканерах не применяются позиционно-чувствительные детекторы, поэтому для формирования гамма-изображения требуются многократные измерения в различных положениях сканирующим коллимированным детектором.

Гамма-сканер проводит последовательные измерения, перемещая коллимированный детектор в границах области исследования по заданной траектории и регистрируя спектрметрические данные в каждой точке сканирования. Для модуляции потока фотонов применяются коллиматоры или антиколлиматоры. Полученные в каждой точке сканирования данные обрабатываются и преобразуются в картину распределения активности источников излучения.

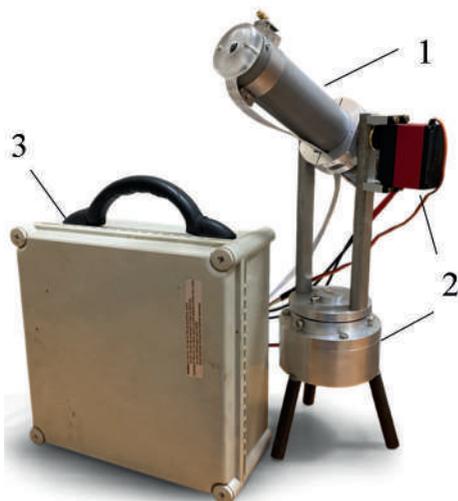
Поскольку в гамма-камерах применяются позиционно-чувствительные детекторы, многократного перемещения детектора не требуется, а гамма-изображение может формироваться практически в режиме реального времени. Первой гамма-камерой можно назвать камеру Ангера – позиционно-чувствительный детектор, который до сих пор применяется в медицинских гамма-камерах. В гамма-камерах используются следующие методы формирования гамма-изображений: камера-обскура (пинхолевая камера), кодирующие апертуры, камеры Комптона, а также гибридные системы, сочетающие в себе несколько методов одновременно. Подробнее о методах гамма-визуализации рассказывается в [1].

Если гамма-камеры работают в режиме реального времени, то они незаменимы для динамических исследований [4]. В то время как гамма-сканеры, благодаря последовательному сканированию и высокой детализации, нахо-

дят применение в задачах, требующих точного анализа распределения радиоактивных материалов на больших площадях – при реабилитации загрязненных территорий или контроле радиационной обстановки на промышленных объектах [5,6]. В НИЦ «Курчатовский институт» разработан прибор для визуализации источников гамма-излучения, в основе работы которого лежит способ сканирования с использованием антиколлиматора [7,8]. Антиколлиматор, в отличие от классического коллиматора, ограничивает небольшой телесный угол поля зрения и регистрирует излучение от источников, расположенных вне этого угла. Он представляет собой компактный фильтр из материала, хорошо поглощающего фотонное излучение, и располагается на некотором расстоянии перед детектором. В такой схеме работы детектор регистрирует без ограничения фотоны из окружающего пространства и частично (за счет ослабления антиколлиматором) из области обследования. Для количественной оценки загрязнения требуется дополнительное «фоновое» измерение, которое проводится с полностью открытым детектором. Полезный сигнал в каждой позиции сканирования формируется путем вычитания результатов фонового и информационного (при наличии антиколлиматора) измерений. Преимущество такого сканера обусловлено двумя причинами: во-первых, его весогабаритные характеристики существенно лучше, чем у классических сканеров (масса сканирующего блока 4 кг), во-вторых, для такого сканера время измерений практически в два раза меньше благодаря однократному измерению фона, т. к. используемый в сканере сцинтилляционный детектор обеспечивает изотропную чувствительность. Кроме того, такой сканер будет значительно дешевле при производстве, особенно если сравнивать его с такими системами как гамма-камеры.

На рис.1 показан используемый при измерениях прототип гамма-сканера с антиколлиматором и блоком управления. Управление осуществляется дистанционно с персонального компьютера. Сканирующий блок представляет собой головку (поз.1, рис.1), расположенную на поворотном механизме (поз.2, рис.1). Блок управления (поз.3, рис.1) вынесен в отдельный бокс, в котором располагаются управляющий мини-компьютер, спектроанализатор, контроллер поворотного механизма и блок питания. Сканирующая головка включает спектрометрический детектор, антиколлиматор и видеокамеру. В качестве сцинтиллятора для спектрометрического детектора сканера использовался CsI(Tl) сферической формы объемом 6 см<sup>3</sup>, энергетическое разрешение составило 12,1% по линии 662 кэВ. Сферическая форма кристалла сцинтиллятора обеспечивала изотропную чувствительность детектора.

Далее приведены результаты применения гамма-сканера для исследований различных загрязненных объектов. На примере проведенных обследований пеналов и контейнеров с радиоактивными отходами показаны возможности использования гамма-сканера с антиколлиматором при обращении с РАО.



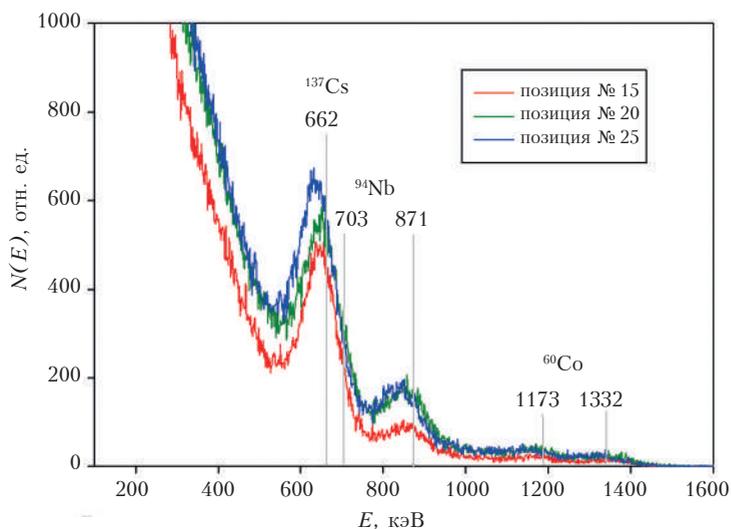
**Рис.1.** Внешний вид гамма-сканера с антиколлиматором. 1 – сканирующая головка; 2 – поворотный механизм; 3 – блок управления.

### Сканирование пеналов с РАО внутри хранилища

Пеналы с высокоактивными РАО, образующимися при некоторых видах работ, перед отправкой в специализированную организацию на захоронение выдерживаются во временном хранилище. Они хранятся в специальных ячейках (каналах) в бетонной защите большой толщины. Периодически проводится инвентаризация таких пеналов. При инвентаризации оценивается содержимое пеналов, т. е. радионуклидный состав и активность. Для снижения дозовой нагрузки на персонал такая оценка выполняется средствами дистанционной диагностики. Ниже приведены результаты обследования одного из пеналов с РАО. Пенал цилиндрической формы имел геометрические размеры  $\varnothing 240 \times 750$  мм. Мощность эквивалентной дозы на расстоянии 10 см от поверхности пенала составляла 10 мЗв/час ( $\sim 1$  Р/час). Гамма-сканер располагался на расстоянии 5,3 м от обследуемого пенала и сканировал по сетке размером  $7 \times 6$  (позиций) положений головки с угловым шагом  $5^\circ$  по каждой оси. Время экспозиции измерения одного спектра составляло 60 с.

Типичные аппаратурные спектры излучения, полученные при сканировании в различных угловых положениях детектора, показаны на рис.2.

Спектры на рис.2 и дополнительные измерения спектрометрическим детектором высокого разрешения показывают, что в РАО пенала присутствуют в основном три радионуклида: Cs-137, Co-60 и Nb-94. На спектрах хорошо проявляются пики радионуклида Co-60 и один из пиков Nb-94 с энергией 871,1 кэВ, в то время, как второй пик радионуклида Nb-94 с энергией 702,6 кэВ накладывается на пик Cs-137 с энергией 662 кэВ. Однако вклад Nb-94 в пик с энергией 662 кэВ (Cs-137) легко оценить по пику с энергией 871,1 кэВ. Полезный сигнал для каждого радионуклида



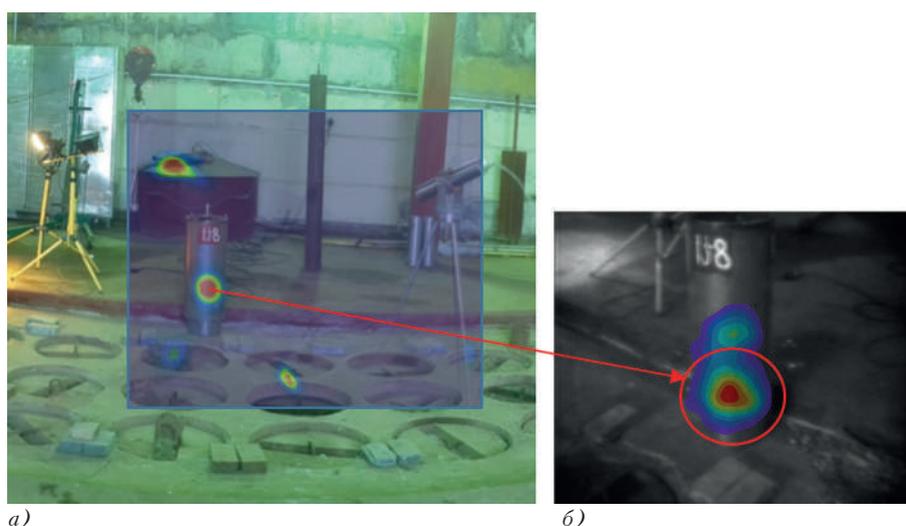
**Рис.2.** Аппаратурные спектры, полученные при обследовании пена с РАО в помещении хранилища для трех различных позиций сканирующей головки.

определялся по скорости счета в пиках полного поглощения соответствующих энергетических линий из разностного спектра открытого детектора (без антиколлиматора) и спектра с антиколлиматором в текущей угловой позиции детектора сканера.

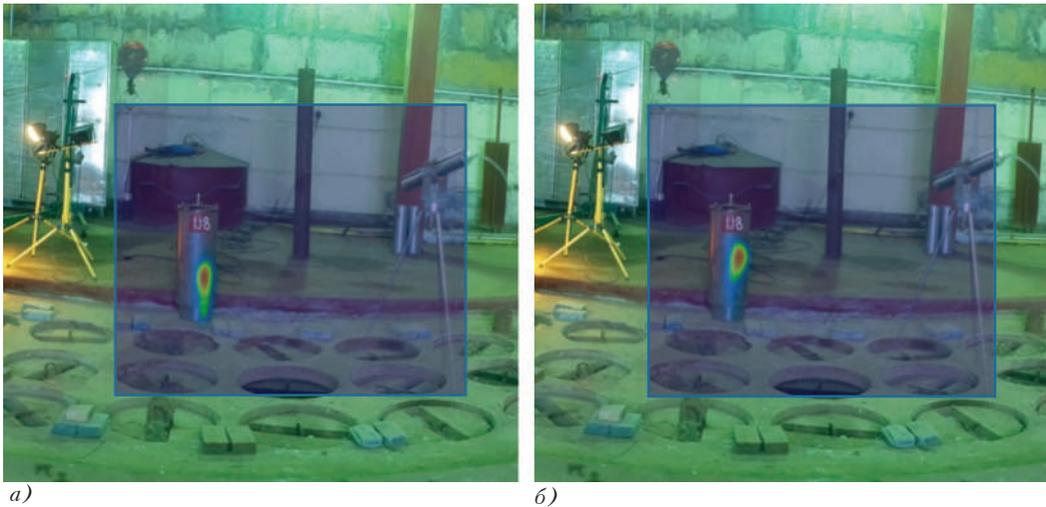
Измерения проводились при отрицательной температуре в неотапливаемом помещении хранилища РАО без теплового равновесия с окружающей средой, т. к. гамма-сканер в хранилище был доставлен из отапливаемого помещения. Спектрометрическая система про-

тотипа гамма-сканера не имеет температурной стабилизации, поэтому при продолжительных измерениях наблюдался энергетический сдвиг между аппаратурными спектрами, полученными в разных точках сканирования. Для компенсации этого влияния при обработке данных измерений осуществлялась коррекция температурных сдвигов аппаратурных спектров программным способом.

По информации о скорости счета в пиках полного поглощения для каждого из указанных радионуклидов можно восстановить



**Рис.3.** Изображения источников излучения  $\text{Cs-137}$ , находящиеся в цилиндрическом пенале и объектах, расположенных в пределах области сканирования. а) – изображение, полученное по данным измерения гамма-сканера; б) – изображение источников пена по данным гамма-камеры «CARTOGAM».



**Рис.4.** Изображения источников излучения  $Co-60$  (а) и  $Nb-94$  (б), расположенных в том же пенале с РАО.

картину распределения нуклидов в области сканирования исследуемого объекта. Используя аппаратную функцию антиколлиматора с помощью метода максимального правдоподобия [9-13], можно улучшать пространственное (угловое) разрешение изображения источников излучения. Аппаратная функция антиколлиматора определяет степень «размытия» изображения точечного источника при сканировании и может определяться как расчетным моделированием, так и экспериментально. На рис. 3 и 4 изображены пространственные распределения перечисленных выше источников излучения в области сканирования.

Параллельно с проведением сканирования осуществлялась процедура визуализации источников излучения пенала с помощью гамма-камеры «CARTOGAM» [14], работающей по классической схеме с использованием камеры-обскуры. На рис.3б приведено изображение пенала, полученное этой гамма-камерой с расстояния 2 м. Следует отметить, что эта гамма-камера работает в интегральном режиме, т. е. зарегистрированные гамма-кванты, формирующие изображение, не различаются по энергиям и, кроме того, полученное изо-

бражение отображается только для тех областей картины, интенсивность которых выше 50% от максимального значения (обрезанная «снизу» картина изображения). Для получения картины гамма-изображения с более высоким пространственным разрешением гамма-камеру размещали на расстоянии 2 м от пенала, и в этом случае на изображении видно два пятна (рис.3б), в то время как при дополнительном измерении (в статье не приводится) с расстояния 4 м картина распределения источников в пенале изображалась только одним пятном.

Следует отметить, что на рис.3а наблюдаются характерные пятна, имитирующие источники излучения в местах расположения ячеек (каналов), в которых хранятся пеналы с РАО. Это указывает на то, что в этих каналах находятся пеналы с высокоактивными отходами такого же радионуклидного состава. Однако возможно и другое объяснение: это проявление артефактов, связанных с внешней радиационной подсветкой от источников, расположенных вне области сканирования (мощность дозы на детекторе сканера составляла 0,055 мЗв/час).

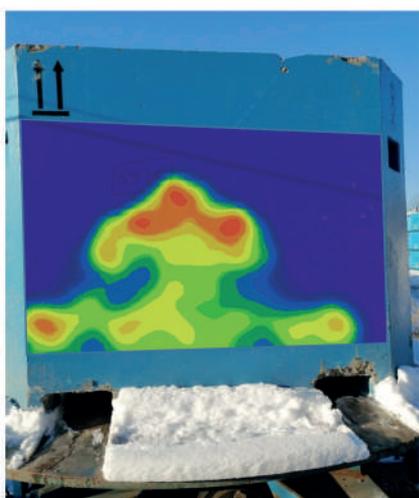
### Обследование транспортных контейнеров с использованием гамма-сканера

Для транспортировки низко- и среднеактивных РАО используют, в основном, металлические контейнеры (КРАД, КМЗ разной модификации) и бетонные контейнеры НЗК с толщиной стенок ~160 мм.

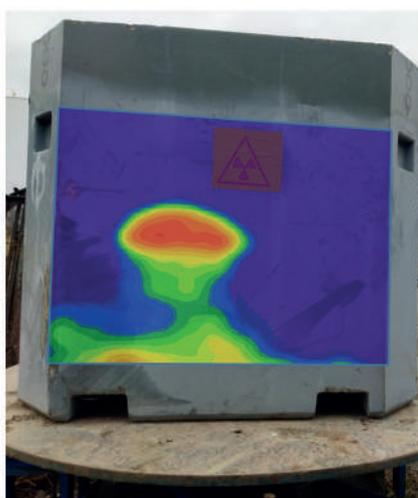
На примере использования гамма-сканера с антиколлиматором были получены результаты обследования двух бетонных контейнеров НЗК с РАО для анализа однородности распределения в них активности. При сканировании граней таких контейнеров можно получить информацию в виде распределения интенсивности излучения, выходящего из боковой поверхности контейнера. Типичные картины распределения интенсивности излучения боковых поверхностей бетонных контейнеров представлены на рис.5а и 5б. В контейнере, изображенном на рис.5а, находились РАО повышенной активности, помещенные в 200-литровую металлическую бочку. Эти отходы содержали радионуклиды Cs-137 и были присыпаны низкоактивной бетонной крошкой для снижения мощности дозы на внешних стенках контейнера.

Перед транспортировкой контейнеров с РАО на захоронение определяют их общую активность радиометрическим способом. Методики измерения общей активности контейнера исходят из предположения, что распределение активности в них равномерное, а это приводит к методической погрешности измерения, которая тем больше, чем больше степень неравномерности распределения активности.

Результаты сканирования боковых поверхностей контейнеров позволяют визуально оценить неоднородность распределения активности в контейнерах. Данные рис.5 дают только качественную информацию о характере распределения активности в контейнере. Как было показано в [15], в зависимости от способа измерения контейнеров и степени неоднородности распределения активности, методическая погрешность измерения общей активности контейнера НЗК может достигать более 120%. Количественным критерием степени неоднородности в этом случае может быть стандартное среднеквадратичное отклонение активности по внутреннему объему контейнера. Количественная оценка неравномерности распределения активности в контейнерах

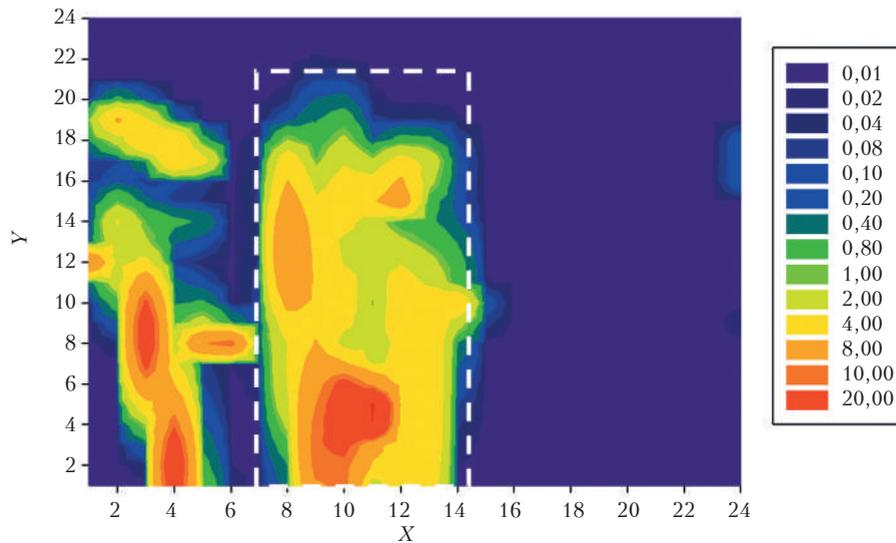


а)



б)

**Рис.5.** Результаты сканирования двух бетонных контейнеров (НЗК-150-1,5П) с РАО. Наложенные изображения представляют собой распределение интенсивности излучения в плоскости граней контейнера.



**Рис.6.** Представление распределения активности, полученное методом проекции максимальной интенсивности вокселей на плоскость, совпадающую с одной из граней контейнера. Пунктирной линией изображен профиль 200-литровой металлической бочки, в которой размещалась часть РАО с повышенной удельной активностью.

может быть получена, если иметь данные об объемном распределении активности, а для этого нужно перейти к задаче однофотонной эмиссионной компьютерной томографии.

При решении томографической задачи, т. е. восстановлении объемного распределения активности в контейнере, могут быть использованы пиксельные данные распределения интенсивности излучения, выходящего из боковой поверхности контейнера, такие как данные, представленные на рис.5.

Одним из способов восстановления распределения активности радиоактивных материалов в закрытых объектах является метод малоракурсной компьютерной томографии, основанный на решении обратной задачи для интегрального уравнения, связывающего результаты сканирования (первичные пиксельные данные) с объемным распределением активности контейнера (воксельные данные).

Для контейнера, представленного на рис.5а, было выполнено сканирование двух перпендикулярных боковых граней. Объем контейнера был разбит на  $24 \times 24 \times 24$  вокселя, для каждого из которых решением интегрального уравне-

ния были получены данные значений их активности. Решение интегрального уравнения осуществлялось итерационным способом (методом максимального правдоподобия [6-9]).

Важно отметить, что точность восстановления значений активностей и возможное появление артефактов в этих данных зависит от количества используемых при решении сканированных проекций (исходных данных), поэтому предпочтительнее использовать проекции всех четырех боковых граней контейнера.

По результатам решения обратной (томографической) задачи определяется активность каждого вокселя. Одним из наиболее простых способов визуализации воксельных данных является метод проекции максимальной интенсивности (активности) (maximum intensity (activity) projection [16,17]). Найденные для распределения активности в контейнере воксельные данные проектируются на плоскость, состоящую из пикселей. Из точки обзора проводят прямую через каждый пиксель, при этом цвет этого пикселя соответствует максимальной активности в той части контейнера, которую пересекает прямая. На рис.6 пред-

ставлено пиксельное изображение, полученное указанным способом. По осям абсцисс и ординат обозначены порядковые номера пикселей вдоль соответствующих направлений.

Воксельные данные позволяют оценивать не только качественно, но и количественно степень неоднородности распределения активности радионуклидов по объему контейнера, а значит и более точно определить методическую погрешность измерения общей активности контейнера. Хотя процедура получения воксельных данных – трехмерных распределений активности в объектах – достаточно трудоемкая и для целей постоянного контроля контейнеров практически нереализуема, она представляет интерес для отдельных случаев. Такой подход целесообразен и порой необходим для выборочного контроля, для проведения исследований и отработки новых методик измерений, для случаев контроля распределения радиоактивности нестандартных закрытых объектов.

### **Заключение**

В процессе обращения с РАО постоянно совершенствуются способы и методы радиационных измерений, а значит совершенствуются приборы и системы радиационного контроля. В представленной статье описана система визуализации источников излучения, которая может быть использована для получения информации о распределении радиоактивных источников при выполнении работ по демонтажу радиоактивного оборудования, обследовании загрязненных помещений, подготовке к вывозу РАО. На примере определения распределения радиоактивности для двух

задач показаны возможности такой системы визуализации. Одним из преимуществ такого сканера являются его весогабаритные характеристики. Такой способ визуализации источников излучения имеет и недостатки. Если условия измерения включают присутствие боковой подсветки мощными источниками излучения, находящимися вне области сканирования, то это может ограничивать возможности такого прибора, в частности, приводить к проявлению изображений ложных источников, понижать его чувствительность, пространственное разрешение и т. д. Такая боковая подсветка, как правило, возникает при проведении обследования внутри загрязненных помещений. В гамма-сканере с классическим коллиматором влияние боковой подсветки также создает проблемы, т. к. из-за присутствия внешней защиты детектора возникает анизотропия его чувствительности. Поэтому для классического сканера требуется двукратное сканирование: с открытым коллиматором и с коллиматором, закрытым заглушкой, а это увеличивает общее время обследования (измерения) в два раза.

Проблемы при использовании сканера могут возникнуть из-за влияния загрузки спектрометрического тракта. Изменить влияние загрузки детектора и спектрометрического тракта сканера можно заменой детектора, например, сцинтилляционного детектора на полупроводниковый (типа CdZnTe) небольшого объема. Это расширит возможности гамма-сканера, и, кроме того, для детектора с более высоким энергетическим разрешением возможно повысить чувствительность и угловое разрешение сканера.

## Литература

1. K. Vetter, L. Mihailescu, K. Nelson, J. Valentine, D. Wright, «Gamma-ray Imaging Methods. LLNR Report UCRL-TR-225239». DOI: 10.2172/1036848, 2006.
2. Теверовский Ю.Л. Приборы и методы получения визуального изображения источников гамма-излучения на объектах атомной энергетики. Часть 1 // АНРИ. 2020. №2(101). DOI: 10.37414/2075-1338-2020-101-2-18-30, 2020.
3. К.Р. Ziocck, «Principles and applications of gamma-ray imaging for arms control», *Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. A*, vol. 878, pp. 191-199, 2018.
4. Иванов О.П., Ковалев В.М., Степанов А.В., Степанов В.Е., Степанов Е.А. Опыт применения портативных гамма-камер (гамма-визоров) в работах по выводу из эксплуатации и реабилитации ОИАЭ // АНРИ. 2022. № 1(108). С. 19-35.
5. Степанов В.Е. и др. Дистанционно управляемый коллимированный детектор для измерения распределений радиоактивных загрязнений // Атомная энергия. 2010. Т. 109. № 2. С. 82-84.
6. Гамма-сканер RadSearch (ANTECH): Series G3050. URL: <https://www.antech-inc.com/service/gamma-camera-surveys/> (дата обращения: 4.06.2025).
7. O.P. Ivanov, V.N. Potapov, I.A. Semin et al, «4π Spectrometric Gamma-Ray Scanner with Anti-Collimator», 2019, IEEE Nuclear Science Symposium and Medical Imaging Conference (NSS/MIC), Manchester, UK, 2019, pp. 1-5. DOI: 10.1109/NSS/MIC42101.2019.9059820.
8. Иванов О.П., Игнатов С.М., Потапов В.Н., Самойлова М.А., Семин И.А. Гамма-сканер с антиколлиматором для визуализации источников гамма-излучения // Приборы и техника эксперимента. 2021. № 2. С. 115-120.
9. Тараско М.З. Об одном методе решения линейных систем со стохастическими матрицами, ФЭИ им. А.И.Лейпунского. Обнинск. 1969. Препринт ФЭИ-156.
10. W.H. Richardson, «Bayesian-Based Iterative Method of Image Restoration», *JOSA*, no. 62, pp. 55-59. 1972.
11. L.B. Lucy, «An iterative technique for the rectification of observed distributions», *Astronomical Journal*, no. 79, pp. 745-754, 1974.
12. K.-Sh. Chuang, et al. «A maximum likelihood expectation maximization algorithm with thresholding», *Computerized Medical Imaging and Graphics*, vol. 29, no. 7, pp. 571-578, Nov. 2005. DOI: 10.1016/j.compmedimag.2005.04.003.
13. O. Ivanov, V. Potapov, I. Semin. «The Method to Improve the Angular Resolution of the Portable Gamma Camera with Pinhole Collimator», *NSS-MIC*, Oct. 2016, Strasbourg, France. Paper N08-4, 2016. DOI: 10.1109/NSSMIC.2016.8069704.
14. O. Gal, F. Jean, F. Laine, C. Leveque. «The CARTOGAM portable gamma imaging system». *IEEE Transactions on Nuclear Science*, 47(3), pp. 952-956. July 2000. DOI: 10.1109/23.856725.
15. Потапов В.Н., Смирский Ю.Н., Иванов О.П. и др. Оценка методической погрешности измерения активности РАО разными способами для транспортных контейнеров большого объема // АНРИ. 2024. № 3(118). С. 3-18. DOI: 10.37414/2075-1338-2024-118-3-318.
16. J. Wallis, T. Miller. «Three-dimensional display in nuclear medicine and radiology», *J Nucl Med*, no. 32(3), pp. 534-46, PMID 2005466, March 1991.
17. S. Napel, G. Rubin, R. Jeffrey, «STS-MIP: a new reconstruction technique for CT of the chest», *Journal of computer assisted tomography*, no. 17(5), pp. 832-8. 1993.

## Application of a Gamma Scanner with an Anticollimator for Radioactive Waste Management

Ivanov Oleg<sup>1</sup>, Potapov Victor<sup>1</sup>, Ryazanova Lyudmila<sup>1</sup>, Samoylova Maria<sup>2</sup>, Safronov Alexey<sup>1</sup>, Stepalin Ivan<sup>1</sup>, Stepanov Eugenii<sup>1</sup>

<sup>1</sup> NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

<sup>2</sup> ООО «СНИИП-АУНИС» Moscow, Russia

**Abstract.** The article presents gamma images of containers and casks with radioactive waste, obtained using a gamma scanner with an anticollimator. Such images can be used to analyze the radionuclide composition of radioactive waste and to obtain information on the spatial distribution of activity in casks and containers of large sizes.

**Keywords:** *gamma scanner, gamma image, radioactive waste, few projections computed tomography.*

О.П.Иванов (д.ф.-м.н., нач. отд.)<sup>1</sup>, В.Н.Потапов (д.ф.-м.н, в.н.с.)<sup>1</sup>, Л.А.Рязанова (нач. бюро)<sup>1</sup>, М.А.Самойлова (к.ф.-м.н., вед. инж.)<sup>2</sup>, А.М.Сафронов (инж.)<sup>1</sup>, И.А.Степалин (инж.)<sup>1</sup>, Е.А.Степанов (инж.)<sup>1</sup>

<sup>1</sup> НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

<sup>2</sup> ООО «СНИИП-АУНИС» г. Москва

Контакты: +7 499 196-95-42, [ivanov\\_or@nrcki.ru](mailto:ivanov_or@nrcki.ru)

# Сравнительные характеристики методов определения суммарных радиологических показателей в воде

Обоснована важность определения суммарных радиологических показателей при анализе воды хозяйственно-питьевого назначения.

Описаны методы определения суммарных альфа- и бета-активностей.

Кроме классического метода радиометрии сухого остатка предложен новый метод с использованием жидкосцинтилляционных приборов для измерений.

Проведено сравнение использования методов на различных приборах. Для метода сухого остатка на УМФ-2000 с полупроводниковым кремниевым детектором и LB-770 с газопоточными пропорциональными счетчиками. Для ЖС-метода на спектрометрах СКС-07П-Б11 (Кондор) и TriCarb-4810TR производства «Perkin Elmer».

Использовались модельные пробы, приготовленные из ОРР Рb-210 в равновесии с дочерними продуктами распада.

Исследования проводились для воды разной минерализации: дистиллированной воды, водопроводной воды с минерализацией 300 мг/л и воды с минерализацией 1000 мг/л.

Показаны преимущества и недостатки рассмотренных методов и важность их совместного использования.

**Ю.Н.Гончар, Н.О.Гудыменко,  
И.А.Каширин, В.А.Гудыменко,  
С.В.Малиновский**

ООО «ГИЦ ПВ», г. Москва

## **Ключевые слова:**

*жидкосцинтилляционная спектрометрия, цинтилляционный коктейль, радионуклидный анализ, счетный образец, суммарная активность, альфа-излучение, бета-излучение.*

**Ч**истая питьевая вода является важнейшим фактором нормального существования и здоровья человека.

Наиболее доступными к использованию являются поверхностные воды – воды открытых водоемов и подземные воды первого горизонта, но при этом данные объекты легко подвержены антропогенному воздействию.

В поверхностные воды загрязняющие компоненты могут поступать из недостаточно очищенных сточных вод промышленных предприятий (нефтепродукты, тяжелые металлы, в т. ч. кадмий, ртуть, свинец и др.), хозяйственно-бытовых стоков (поверхностно-активные вещества (ПАВы), фосфаты, фекальные загрязнения), а также вымываться дождями из почв сельхозугодий (нитраты, пестициды и др.). Усиление антропогенного воздействия на поверхностные воды (промышленное загрязнение бассейнов рек и водохранилищ) приведет к тому, что вода в них в ближайшее время не будет соответствовать санитарным требованиям [1,2].

Одно из направлений в целях водоснабжения населения планеты качественной питьевой водой – все более интенсивное использование подземных, в том числе артезианских вод. Но в отличие от поверхностных, подземные воды нередко характеризуются повышенным содержанием природных альфа-излучающих радионуклидов ( $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{210}\text{Po}$  и др.), железа, солей жесткости, фторидов и др.

Особенно актуальна данная проблема для Московского региона, в котором за счет подземных вод удовлетворяется более 93% потребности области в воде хозяйственно-питьевого назначения [3], при этом мощность зоны пресных вод достигает 300 м [4]. Несмотря на то, что современное водоснабжение г. Москвы базируется в основном на использовании поверхностных вод из водохранилищ, расширение границ столицы требует использования запасов артезианских вод на территориях

Новой Москвы и Московского региона. И, независимо от источника водоснабжения, питьевая вода должна соответствовать требованиям СанПиН [1].

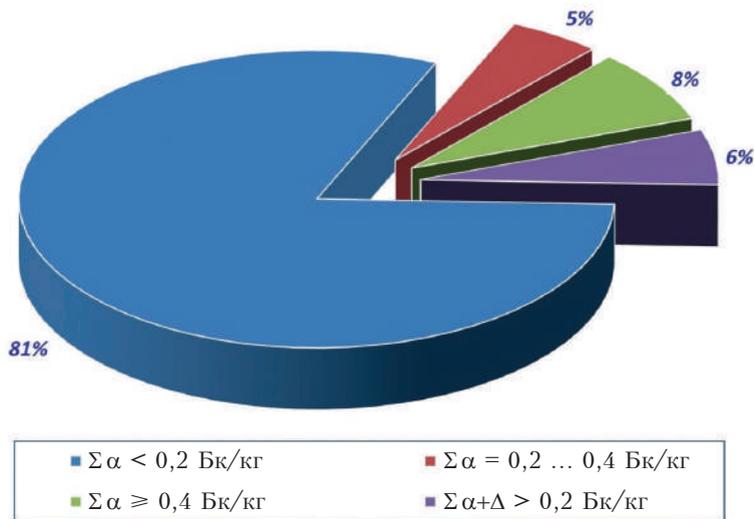
Как уже упоминалось выше, естественная радиоактивность природных вод обусловлена, прежде всего, присутствием изотопов  $^{222}\text{Rn}$ ,  $^{220}\text{Rn}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ ,  $^{224}\text{Ra}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{40}\text{K}$ , реже –  $^{210}\text{Po}$  и  $^{210}\text{Pb}$ . Техногенная радиоактивность обычно обусловлена присутствием  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в поверхностных водах и намного реже – в грунтовых.

Определение изотопного состава воды – длительный, дорогостоящий и весьма трудозатратный процесс. Согласно законодательству РФ [1,2], начальным этапом проведения радиологических исследований питьевой воды является определение суммарных показателей, на основе которых принимается решение о необходимости дальнейшего анализа. Для примера, из всех исследованных в ГИЦ ПВ проб 2023–2024 гг. только 20% требовали проведения дальнейшего радионуклидного анализа (рис.1). Поэтому определение суммарной удельной альфа- и бета-активности составляет значительную часть работы радиологической лаборатории.

## Методы определения суммарных альфа- и бета-активностей

### *Радиометрия сухого остатка*

Наиболее распространенным методом определения суммарных показателей в воде является радиометрия сухого остатка [5]. Поскольку величины суммарной альфа-, бета-активности в питьевых природных водах обычно невелики, пробоподготовка предусматривает концентрирование пробы путем соосаждения на неизотопных носителях или упаривание и последующую сульфатацию определенного объема воды. Невысокая эффективность регистрации используемых радиометров (5–10%) приводит к необходимости выпаривать



**Рис.1.** Распределение проб по значению удельной суммарной альфа-активности.

большие объемы воды. Для итогового расчета активности необходимо знать массу осадка и массу счетного образца. Кроме того, используемые приборы калибруются, как правило, на какие-то определенные радионуклиды, а состав исследуемых проб в большинстве случаев неизвестен. Все это вместе приводит к ошибкам при применении метода.

Метод сухого остатка широко представлен в литературе и в соответствующих методиках, так что подробно на нем останавливаться не будем. Более подробно опишем гораздо менее распространенный жидкостинцилляционный метод определения суммарных показателей.

#### *Жидкостинцилляционный метод*

Метод жидкостинцилляционной спектрометрии (ЖСС) в системе радиоизотопных исследований является уникальным, поскольку обладает возможностью с высокой эффективностью регистрировать практически все виды радиоактивных излучений и теоретически позволяет определять в питьевой воде все контролируемые радионуклиды как природного, так и техногенного происхождения самостоятельно, без привлечения других спектрометрических методов. Кроме того, метод ЖСС характеризуется гораздо меньшими трудоза-

тратами и временем подготовки счетного образца по сравнению с традиционными методами анализа, а при использовании разработанного программного комплекса расшифровки непрерывных спектров «SpectraDec/LiquidMaster» во многих случаях позволяет получать оперативную информацию о радионуклидном составе объектов без предварительного радиохимического выделения индивидуальных компонентов и определять с высокой чувствительностью активность контролируемых радионуклидов на уровнях гораздо ниже установленных уровней вмешательства.

Подготовка пробы для определения суммарной альфа-, бета-активности при использовании ЖСС-метода требует меньших временных, материальных затрат и труда радиохимика по сравнению с классическими методами пробоподготовки [6,7]. А наличие приборов с автоматизированной пробоподачей позволяет проводить набор спектра без присутствия оператора в вечернее и ночное время, а также в выходные и праздничные дни, что значительно повышает производительность труда. Но данный подход имеет и немало особенностей, которые следует учитывать в практике лабораторной работы.

*Описание ЖС-метода определения суммарных показателей*

Метод жидкосцинтилляционной спектрометрии широко представлен в печати [8]. Тем не менее, большинство работ посвящены именно спектрометрии, т. е. определению радионуклидного состава проб. Это требует для каждого прибора создания радионуклидной библиотеки, включающей все нуклиды, которые могут быть в измеряемых пробах, что не всегда выполнимо. Для реализации метода определения суммарных показателей предлагается упрощенный подход, не требующий проведения таких трудоемких и затратных процедур калибровки. Основная проблема связана с тем, что в ЖС-спектре альфа-излучение регистрируется в области бета-излучения. Тем не менее, возможность разделения альфа- и бета-составляющих имеется и связана со следующими их свойствами (рис.2):

- все бета-спектры имеют похожую форму, непрерывны и начинаются с нуля;
- альфа-пики расположены в определенной части ЖС-спектра.

Отсюда вытекает метод разделения (рис.3):

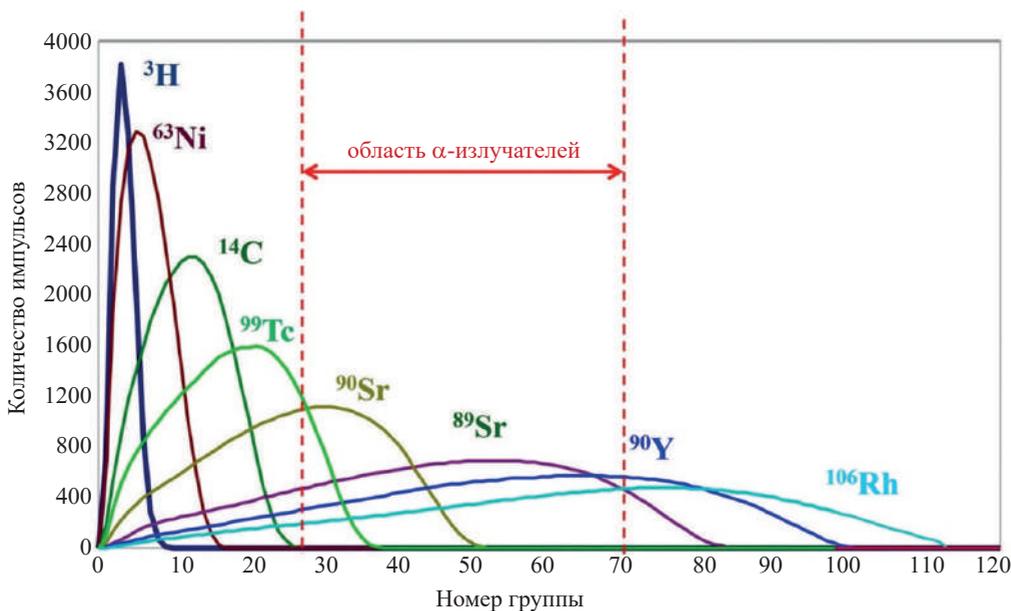
- формирование подложки из характерных непрерывных бета-спектров;

- выделение на ее фоне альфа-составляющей;
- получение бета-составляющей вычитанием из полного спектра альфа-составляющей.

Для реализации метода достаточно иметь небольшую библиотеку радионуклидов с простыми бета-спектрами, например,  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ . Для примера, приборы серии СКС-07П производства ГК ГринСтар уже в базовой комплектации калибруются на эти радионуклиды.

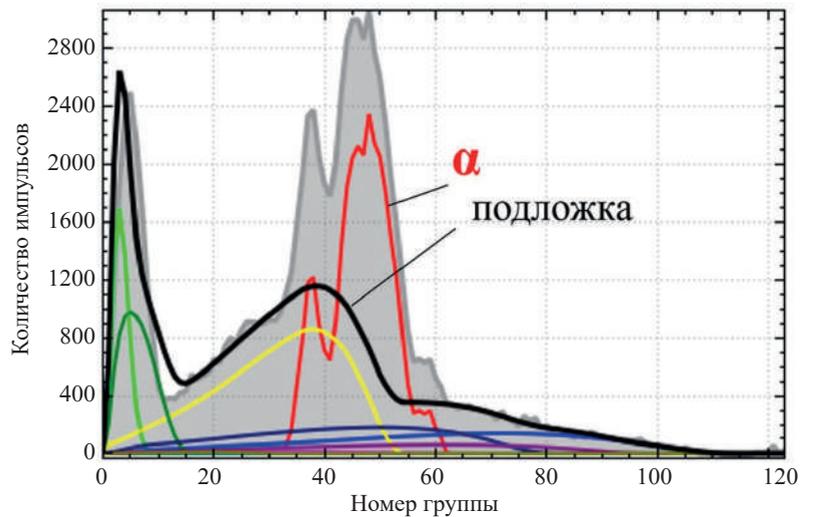
Кроме упрощенной пробоподготовки, особенно при анализе водных проб, главное преимущество этого метода – 100% эффективность регистрации любого альфа-излучения и бета-излучения с энергией выше 50 кэВ, что полностью исключает ошибку результатов измерений, связанную с некорректностью определения эффективности регистрации проб неизвестного состава.

Но есть одна важная проблема использования метода, особенно при его сравнении с другими методами определения суммарных показателей, которая вызвана тем, что ЖС-приборы регистрируют бета-излучение практически с 0 кэВ, что недостижимо для приборов, используемых в методах сухого остатка. Поэтому для обеспечения основополагающего



**Рис.2.** Спектры характерных бета-излучателей.

**Рис.3.** Выделение альфа- и бета-составляющих спектра.



принципа – единства измерений – в программе обработки спектров «SpectraDec/Liquid Master», реализующей ЖС-метод, имеется возможность как рассчитывать полную суммарную бета-активность во всем энергетическом диапазоне, так и искусственно отсекал мягкую часть спектра для обеспечения согласия результатов с методом сухого остатка.

### Приборы

При выполнении работ использовались приборы:

Для метода сухого остатка – альфа-бета-радиометры:

- УМФ-2000 производства НПП «Доза», использующий полупроводниковый кремниевый детектор для регистрации излучения;
- LB-770 производства «Berthold Technologies», использующий газопоточный принцип регистрации заряженных частиц с пропорциональными счетчиками.

Для ЖС-метода использовали спектрометры:

- СКС-07П-Б11 (Кондор) производства ГК «ГринСтар»;
- TriCarb-4810TR производства «Perkin Elmer».

### Приготовление счетных образцов

Основным требованием к счетному образцу в ходе пробоподготовки для ЖСС является его прозрачность. Питьевые воды имеют различное происхождение и, соответственно, минерализацию. Пробы с высокой минерализацией при смешивании со сцинтилляционным коктейлем могут давать помутнение, что приводит к некорректности результатов измерения.

Для приготовления модельных проб использовали воды с различной минерализацией (дистиллированную, водопроводную и воду с минерализацией 0,9–1,0 г/л, которую получали путем внесения в водопроводную воду раствора хлорида кальция).

В качестве радиоактивной метки применяли раствор контрольного образца водной пробы, приготовленный из ОРР равновесного  $^{210}\text{Pb}$ , в состав которого входят три различных излучателя: родительский  $^{210}\text{Pb}$  с мягким бета-излучением (< 64 кэВ), дочернее  $^{210}\text{Bi}$  с жестким бета-излучением (< 1162 кэВ) и альфа-излучатель  $^{210}\text{Po}$  (5304 кэВ).

Величины внесенной альфа-активности выбирали исходя из действующего норматива для питьевой воды (0,2 Бк/л), границы значения альфа-активности для принятия решения о проведении расширенного или

полного радионуклидного анализа (0,4 Бк/л) и начала диапазона измерения методики [5] (0,07 Бк/л). Максимальное значение минерализации – ПДК для питьевой воды, согласно [1], (1,0 г/л).

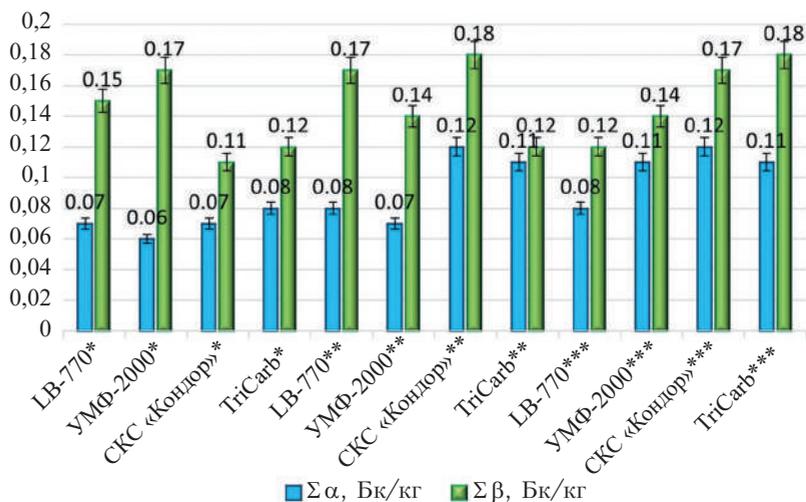
### Результаты

Определение суммарной альфа- и бета-активности водных проб на радиометрах LB-770 и УМФ-2000 проводили согласно методике [5], на СКС «Кондор» – [6], на TriCarb-4810TR – [7].

Полученные результаты приведены в табл.1 и для более наглядного представления на рис.4–6. В таблице и на рисунках:

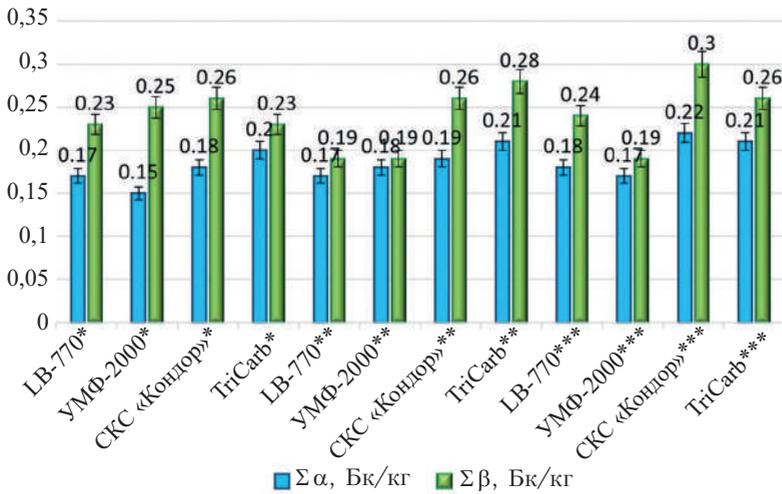
- \* дистиллированная вода;
- \*\* водопроводная вода с минерализацией 300 мг/л;
- \*\*\* вода с минерализацией 1000 мг/л.

**Рис.4.** Значения суммарных показателей при внесенной активности  $^{210}\text{Pb}$  – 0,1 Бк.

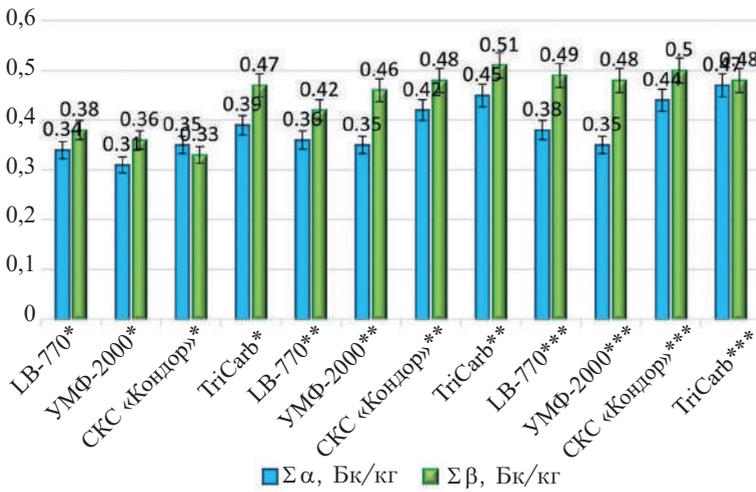


**Табл.1.** Значения суммарных показателей при различной внесенной активности  $\text{Pb-210}$ .

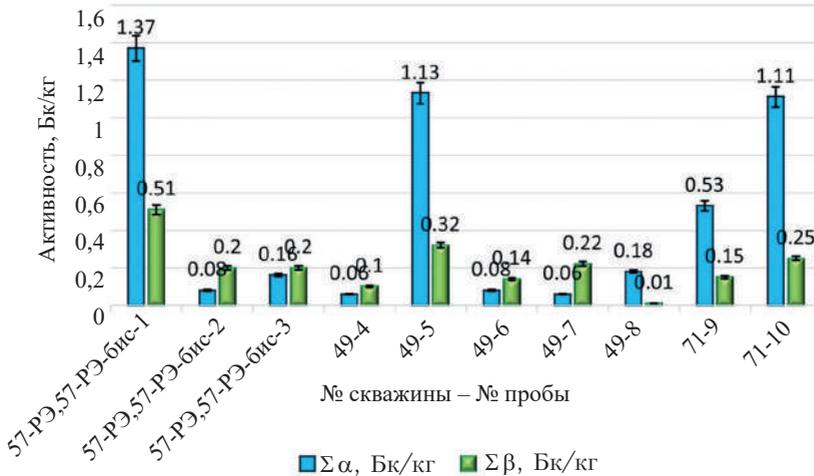
A, Бк	LB-770		УМФ-2000		СКС 07П-Б11		TriCarb-4810TR	
	Σα, Бк/кг	Σα, Бк/кг	Σα, Бк/кг	Σα, Бк/кг				
0,10±0,007*	0,07±0,04	0,15±0,08	0,06±0,03	0,17±0,09	0,07±0,02	0,11±0,03	0,08±0,02	0,12±0,04
0,2±0,014*	0,17±0,08	0,23±0,12	0,15±0,07	0,25±0,13	0,18±0,05	0,26±0,08	0,20±0,06	0,23±0,07
0,4±0,028*	0,34±0,17	0,38±0,19	0,31±0,16	0,36±0,18	0,35±0,11	0,33±0,10	0,39±0,12	0,47±0,14
0,10±0,007**	0,08±0,04	0,17±0,08	0,07±0,04	0,14±0,07	0,12±0,04	0,18±0,05	0,11±0,03	0,18±0,05
0,2±0,014**	0,17±0,09	0,19±0,10	0,18±0,09	0,19±0,10	0,19±0,06	0,26±0,08	0,21±0,06	0,28±0,08
0,4±0,028**	0,36±0,18	0,42±0,21	0,35±0,18	0,46±0,23	0,42±0,13	0,48±0,14	0,45±0,14	0,51±0,15
0,10±0,007***	0,08±0,04	0,12±0,06	0,11±0,06	0,14±0,07	0,12±0,04	0,17±0,05	0,11±0,03	0,18±0,05
0,2±0,014***	0,18±0,09	0,24±0,12	0,19±0,10	0,18±0,09	0,19±0,06	0,26±0,08	0,21±0,06	0,28±0,08
0,4±0,028***	0,38±0,19	0,49±0,25	0,35±0,18	0,48±0,24	0,44±0,13	0,50±0,15	0,47±0,14	0,48±0,14



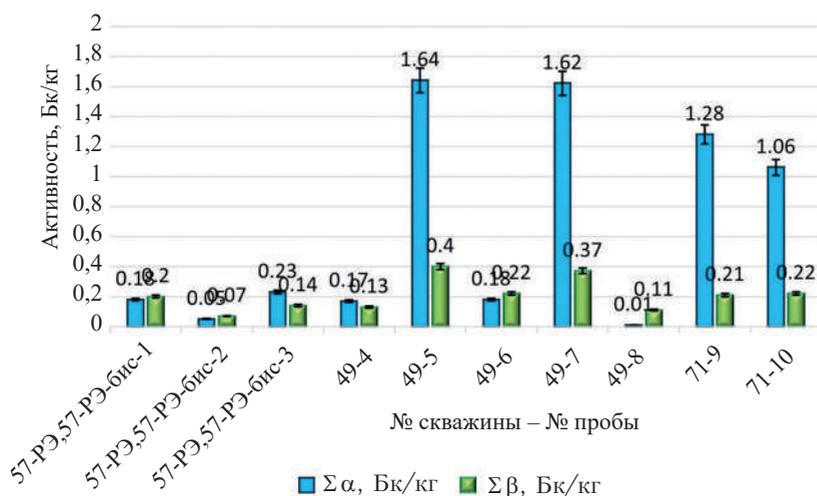
**Рис.5.** Значения суммарных показателей при внесенной активности  $^{210}\text{Pb}$  – 0,2 Бк.



**Рис.6.** Значения суммарных показателей при внесенной активности  $^{210}\text{Pb}$  – 0,4 Бк.



**Рис.7.** Суммарная объемная альфа-бета-активность исследованных образцов воды «Ессентуки-4».



**Рис.8.** Суммарная объемная альфа-бета-активность исследованных образцов воды «Ессентуки-17».

### Выводы

Полученные результаты показали удовлетворительное соответствие полученных разными методами и на разных приборах результатов аттестованным значениям активности в рамках допустимых неопределенностей при определении суммарных радиологических показателей.

Проведенная работа свидетельствует о возможности использования всего парка радиометрического оборудования для определения нормируемых величин, учитывая физико-химические характеристики исследуемых проб (минерализация, окраска, наличие взвесей и т. д.), включая ЖС метод.

Основными преимуществами последнего являются:

- простота пробоподготовки водных проб;
- высокая (100%) и, что еще важнее, независимая от радионуклидного состава эффективность регистрации как альфа-, так и бета-излучения с энергией выше 50 кэВ;
- возможность при определении суммарных показателей оценивать радионуклидный состав;

- возможность при необходимости определения полной суммарной бета-активности, включая низкоэнергетическую часть практически от 0 кэВ (например,  $^3\text{H}$ ,  $^{55}\text{Fe}$ ,  $^{63}\text{Ni}$  и т. д.).

За последние два года в лаборатории ГИЦ ПВ ~75% проб были измерены на суммарные радиологические показатели именно методом ЖСС. Тем не менее, он не позволяет полностью исключить из аналитического цикла классический метод сухого остатка. Основное препятствие – высокая минерализация (более 1 г/л), а также наличие механических взвесей и окраски в пробе. Конечно, существуют подходы, позволяющие проводить подготовку проб для ЖС-измерений с перечисленными особенностями, но в данном случае будут утрачены преимущества метода. Одно дело – упаривание небольшого объема воды и смешивание со сцинтилляционным коктейлем, и совсем другое – многоступенчатое кислотное переосаждение, многократное растворение полученного осадка и, возможно, применение ионообменных смол.

## Литература

1. Санитарные правила и нормы СанПиН 1.2.3685-21. Гигиенические нормативы и требования к обеспечению безопасности и (или) безвредности для человека факторов среды обитания. М: Федеральный центр Госсанэпиднадзора Минздрава России, 2021, 987 с.
2. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09. М: Федеральный центр Госсанэпиднадзора Минздрава России, 2009, 84 с.
3. Крутова В.З. Природные ресурсы Московской области и их состояние // Геологический вестник центральных районов России. 1999(9) № 4.
4. Кравчинский Ф.И. Минерализованные подземные воды в Московской области // Геологический вестник центральных районов России. 1999(9) № 4.
5. Методика измерений общей (суммарной) активности альфа- и бета-активности в пробах объектов окружающей среды и технологических сред (после их предварительной подготовки) с использованием низкофоновых альфа-бета-радиометров. Редакция 2. (ФР 1.40.2018.31581). М.: ФГБУ «ВИМС», 2021.
6. Методика выполнения измерений объемной суммарной альфа-бета-активности в водных пробах с использованием жидкосцинтилляционного спектрометрического комплекса типа СКС (ФР 1.40.2018.31321). М.: ЗАО «ГИЦ ПВ». 2018.
7. Методика измерений суммарной удельной активности альфа, бета-излучающих радионуклидов и удельной активности радона-222 в водных пробах, отобранных из природных и технологических объектов, с использованием радиометра альфа- и бета-излучения спектрометрического TRI-CARB» (ФР 1.38.2022.44136). М.: ООО «ГИЦ ПВ». 2022.
8. Малиновский С.В., Каширин И.А. Жидкосцинтилляционная спектрометрия. Современное состояние в России // АНРИ. 2024. № 2(117). С. 3-16.
9. Гончар Ю.Н., Гудыменко В.А., Гудыменко Н.О. Химические и радиологические исследования минеральных вод «Ессентуки № 4» и «Ессентуки № 17» // АНРИ. 2011. № 1(64). С. 65-70.

## Comparative Characteristics of Methods for Determining Total Radiological Parameters in Water

Gonchar Yuriy, Gudymenko Natalya, Kashirin Igor, Gudymenko Vasilii, Malinovskiy Sergey  
(Limited liability company «The main checkpoint testing centre of drinking water», Moscow, Russia)

**Abstract.** The importance of the determining the gross radiological parameters in the analysis of drinking water is substantiated. The methods for determining the total alpha and beta activities are described. A new method using liquid scintillation instruments for measurements has been proposed in addition to the classical method of dry residue radiometry. A comparison of the use of the methods on various devices is carried out:

- for the dry residue method on the UMF-2000 with a semiconductor silicon detector and LB-770 with gas-flow proportional counters;

- for the LC method on the SKS-07P-B11 (Condor) and TriCarb-4810TR spectrometers manufactured by Perkin Elmer. The model samples prepared from reference radionuclide solution of Pb-210 in equilibrium with daughter decay products were used. The studies were conducted for the water samples with the different degree of mineralization: distilled water, tap water with a mineralization of 300 mg/l and water with a mineralization of 1000 mg/l.

The advantages and disadvantages of the considered methods as well as the importance of their joint use are shown.

**Keywords:** *liquid scintillation spectrometry, scintillation cocktail, radionuclide analysis, counting sample, gross activity, alpha radiation, beta radiation.*

Ю.Н.Гончар (к.т.н., ген. директор), Н.О.Гудыменко (зав. лаб.), И.А.Каширин (к.х.н., ст. эксперт), В.А.Гудыменко (к.б.н., эксперт ЛРИ), С.В.Малиновский (к.ф.-м.н., ст. эксперт)

ООО «Главный контрольно-испытательный центр питьевой воды» (ООО «ГИЦ ПВ»), г. Москва

Контакты: [voda@gicpv.ru](mailto:voda@gicpv.ru), [79096915915@yandex.ru](mailto:79096915915@yandex.ru)

# Технические аспекты дозиметрии в таможенной практике

В статье рассмотрены технические характеристики приборов, применяемых в таможенной практике для измерения мощности дозы гамма-излучения: дозиметров, дозиметров-радиометров, радиометров-спектрометров и измерителей-сигнализаторов поисковых. Проведена оценка влияния различных технических аспектов дозиметрии, в частности, конструктивных особенностей приборов радиационного контроля, программно-технических средств управления и обработки информации на базе микропроцессоров на точность дозиметрических измерений.

Приведены результаты измерений мощности дозы гамма-излучения ряда точечных радионуклидных источников приборами различного типа. Показано, что в случае применения этих приборов для измерения мощности дозы локальных источников, выявляемых в ходе проведения радиационного контроля на таможенной границе, в ряде случаев погрешность измерения может превысить значения, указанные в эксплуатационной документации к приборам.

## **Ключевые слова:**

*технические средства таможенного контроля делящихся и радиоактивных материалов, приборы радиационного контроля, характеристики дозиметров, измерение мощности дозы, точность измерений, конструктивные особенности.*

**А.В.Борисенко, Ю.В.Чубов,  
Н.В.Берлова**

Владивостокский филиал Российской таможенной академии, г. Владивосток

Таможенные органы Российской Федерации играют ключевую роль в обеспечении ядерной и радиационной безопасности государства, осуществляя меры по пресечению незаконного перемещения ядерных и других радиоактивных материалов через таможенную границу и контроль за соблюдением участниками внешнеэкономической деятельности установленных на таможенной территории ЕАЭС радиационных требований к продукции, изделиям и товарам, содержащим радиоактивные вещества [1].

Одной из важных задач в этой области является проверка заявленных характеристик контролируемых объектов, в том числе точное и достоверное измерение мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) гамма-излучения при проведении таможенного контроля делящихся и радиоактивных материалов (ДРМ) и других объектов с повышенным уровнем ионизирующего излучения (ИИ).

В настоящее время для измерения МАЭД в таможенных органах применяется широкая

номенклатура технических средств радиационного контроля, различающихся своими техническими характеристиками и конструктивными особенностями. Перечень и порядок применения этих средств определен в соответствии с таможенным законодательством ЕАЭС и РФ [2].

Опыт применения технических средств радиационного контроля в условиях проведения таможенного контроля показал, что при измерении МАЭД гамма-излучения полученные значения зависят от ряда факторов, связанных с техническими и конструктивными особенностями приборов и методикой их применения. К сожалению, несмотря на актуальность, вопрос о достоверности получаемых результатов измерения МАЭД при применении конкретного прибора радиационного контроля в таможенной практике пока недостаточно изучен.

Цель настоящей работы состоит в оценке влияния различных технических аспектов дозиметрии, в частности, технических и конструктивных особенностей приборов радиационного контроля, программно-технических средств управления и обработки информации на базе микропроцессоров на точность измерения МАЭД гамма-излучения в таможенной практике.

Для достижения цели работы были поставлены следующие задачи:

- проанализировать основные технические характеристики технических средств радиационного контроля для измерения МАЭД гамма-излучения;
- провести сравнительные измерения МАЭД гамма-излучения, испускаемого точечными радионуклидными источниками разного типа, с помощью технических средств, применяемых в таможенных органах для измерения МАЭД гамма-излучения;
- проанализировать полученные результаты и предоставить рекомендации таможенным

органам и производителям приборов радиационного контроля по учету выявленных особенностей.

Работа является продолжением исследований, проводимых во Владивостокском филиале Российской таможенной академии по изучению влияния характеристик приборов радиационного контроля на эффективность мер по пресечению незаконного перемещения ДРМ через таможенную границу [3].

### 1. Объекты и методика исследования

Объектами исследования являлись технические средства радиационного контроля, используемые в таможенных органах для измерения МАЭД: дозиметры ДКГ-РМ1203М, ДКГ-РМ1621, ДКГ-РМ1610, ДКС-АТ1123; измерители-сигнализаторы поисковые ИСП-РМ1401К-01, ИСП-РМ1401К-01М; радиометр-спектрометр МКС-А03.

Кроме того, с целью сравнения точности измерения МАЭД были проведены испытания и ряда других приборов, применяемых при проведении радиационного контроля в организациях и учреждениях Росатома, Роспотребнадзора, Ростехнадзора, МЧС и др., в частности, дозиметра ДКГ-РМ1211, дозиметров-радиометров МКС-РМ1405, МКС-15Д «Снегирь», МКС-АТ6130.

Перечень исследованных приборов с указанием их типа, вида и некоторых характеристик, влияющих на результаты измерения мощности амбиентного (индивидуального) эквивалента дозы, приведен в табл.1.

Выбранные в качестве объектов исследования технические средства радиационного контроля отличаются между собой не только по типу, виду и назначению, но и конструктивно: размерами, количеством и типом детекторов, алгоритмом работы, расстоянием между эффективным центром детектора и поверхностью прибора, заданной точностью измерения дозиметрических величин. Все приборы отнесены

**Табл.1.** Общие технические характеристики исследуемых приборов.

Модель прибора, производитель, страна	Тип и вид прибора	Определяемая дозиметрическая величина	$L^{(6)}$ , мм
ДКГ-PM1610, «Полимастер», РБ	индивидуальный дозиметр	$H_p(10), \dot{H}_p(10)$	8,7
ДКГ-PM1621, «Полимастер», РБ	индивидуальный дозиметр	$H_p(10), \dot{H}_p(10)$	16
ДКГ-PM1203M, «Полимастер», РБ	инспекционный дозиметр	$H^*(10), \dot{H}^*(10)$	9
ДКГ-PM1211 <sup>(а)</sup> , «Полимастер», РБ	инспекционный дозиметр	$H^*(10), \dot{H}^*(10)$	10
ДКС-АТ1123 «АТОМТЕХ», РБ	инспекционный дозиметр	$H^*(10), \dot{H}^*(10)$	30
ИСП-PM1401К-01, «Полимастер», РБ	измеритель-сигнализатор	$\dot{H}^*(10)$	15,0
ИСП-PM1401К-01М, «Полимастер», РБ	измеритель-сигнализатор	$\dot{H}^*(10)$	15,0
МКС-А03, НПЦ «Аспект», РФ	радиометр-спектрометр	$\dot{H}^*(10)$	34,5 <sup>(б)</sup> 27 <sup>(г)</sup>
МКС-PM1405 <sup>(а)</sup> , «Полимастер», РБ	дозиметр-радиометр	$\dot{H}^*(10)$	8
МКС-15Д «Снегирь» <sup>(а)</sup> , НПЦ «Доза», РФ	дозиметр-радиометр	$\dot{H}^*(10)$	10
МКС-АТ6130 <sup>(а)</sup> , «АТОМТЕХ», РБ	дозиметр-радиометр	$\dot{H}^*(10)$	7

Примечание: а) в таможенных органах не применяется; б) расстояние от эффективного центра детектора до поверхности прибора; в) сцинтилляционный детектор; г) счетчик Гейгера-Мюллера.

к средствам измерения, неоднократно проходили процедуру испытания в целях утверждения типа или перерегистрации в госреестре средств измерений (СИ) РФ.

Стоит отметить, что среди объектов исследования присутствуют приборы, функционально не предназначенные для измерения МАЭД:

- прибор ИСП-PM1401К-01, согласно эксплуатационной документации, является энергетически не скомпенсированным измерителем МАЭД, и его показания могут отличаться от показаний других дозиметров;
- дозиметры ДКГ-PM1610 и ДКГ-PM1621 предназначены для измерения мощности индивидуального эквивалента дозы (МИЭД) ( $\dot{H}_p(10)$ ) рентгеновского и гамма-излучения.

Тем не менее, исходя из особенностей технического оснащения таможенных органов и задач, стоящих перед таможенными органами при проведении радиационного контроля, в таможенной практике приборы этого типа часто применяются для измерения МАЭД гамма-излучения. По этой причине они включены авторами в перечень объектов исследования, и их показания будут в дальнейшем интерпретированы как результаты измерения МАЭД, а не фактически измеряемыми значениями МИЭД или оценки МАЭД.

Большинство используемых в таможенных органах для измерения МАЭД приборов радиационного контроля были разработаны и централизованно поставлены в таможенные органы двадцать и более лет назад в значи-

тельных количествах: ИСП-PM1401К-01 – более трех тысяч экземпляров; ДКГ-PM1203М и ДКГ-PM1621 – более тысячи экземпляров; ДКГ-PM1610 и МКС-А03-1 – более пятисот экземпляров; ДКС-АТ1123 и ИСП-PM1401К-01М – более двухсот экземпляров каждого наименования.

Некоторые из этих приборов (ДКГ-PM1203М и ИСП-PM1401К-01) уже перестали выпускаться производителями, однако в таможенных органах в большинстве своем не выведены из эксплуатации.

При организации и проведении исследований авторами учитывались рекомендации по проведению измерения МЭД согласно эксплуатационной документации на приборы, методик их поверки и приложений к свидетельствам об утверждении типа средств измерений – описаний типа средств измерений.

В качестве источников гамма-излучения были взяты следующие точечные закрытые радионуклидные источники (ЗРИ) типа ОСГИ: Cs-137 ( $A = 52,0$  кБк), Ba-133 ( $A = 241,9$  кБк), Eu-152 ( $A = 70,0$  кБк) и Co-60 ( $A = 101,6$  кБк).

В табл.2 приведены сведения по энергиям сопутствующего гамма-излучения указанных выше источников.

На выбор номенклатуры источников и значений их активности повлияли следующие факторы: указанные точечные ЗРИ входят в состав образцовых спектрометрических гамма-источников (ОСГИ), используемых для калибровки и поверки средств измерения, и опасность от работы с ними маловероятна;

энергия гамма-излучения выбранных источников позволяет провести анализ энергетической зависимости результатов измерения в широком энергетическом диапазоне.

Испытания приборов осуществлялись в два этапа.

На первом этапе на основе результатов измерений МАЭД радиационного фона и источника Cs-137 из нескольких приборов разного типа (ДКГ-PM1203М – 10 шт.; ДКГ-PM1621 – 10 шт.; ДКГ-PM1610 – 2 шт.; ДКС-АТ1123 – 5 шт.; ИСП-PM1401К-01 – 10 шт.; ИСП-PM1401К-01М – 1 шт.; МКС-А03 – 5 шт.; ДКГ-PM1211 – 1 шт.; МКС-PM1405 – 1 шт.; МКС-15Д «Снегирь» – 1 шт.; МКС-АТ6130 – 1 шт.) был выбран тот, который имел наиболее близкие показания к среднему значению в серии измерений.

На втором этапе выбранными приборами проводились измерения МАЭД естественного радиационного фона и гамма-излучения точечных ЗРИ типа ОСГИ.

При проведении измерений практически для всех приборов, за исключением ИСП-PM1401К-01, ИСП-PM1401К-01М и МКС-А03-1 использовался режим ручного запуска измерений и сброса набранной статистики. Время измерения определялось исходя из достижения значений статистической погрешности измерений не более 15%, которая, как правило, выводится при измерении МАЭД на жидкокристаллический индикатор (ЖКИ) прибора. В случае отсутствия индикации текущей статистической погрешности на ЖКИ прибора либо указания на ее значение

**Табл.2.** Ядерно-физические свойства изотопов [4].

Изотоп	Вид распада	Сопутствующее гамма-излучение, $E$ , кэВ, (квантовый выход, %)
Co-60	$\beta^-$ -распад	1173 (100%); 1332 (100%)
Ba-133	Электронный захват	77 (23%); 81 (33%); 276 (7%); 302 (18%); 356 (62%); 383 (9%)
Cs-137	$\beta^-$ -распад	661 (95%)
Eu-152	$\beta^-$ -распад $\beta^+$ -распад Электронный захват	121 (29%); 244 (8%); 778 (13%); 964 (15%); 1112 (13%); 1408 (21%)

в эксплуатационной документации во время проведения измерений расчеты статистической погрешности проводились по результатам серии измерений значений МАЭД стандартными статистическими методами с учетом рекомендаций из методик поверки приборов.

Все измерения проводились в одинаковых условиях (по температуре, давлению и влажности). Расстояние от поверхности приборов до ИИИ составляло, как правило, 0,1 м, а в некоторых случаях прибор располагался на поверхности ИИИ.

Условия проведения измерений (расстояние от ИИИ до поверхности прибора, диапазон измеряемых величин МАЭД) определялись методикой проведения радиационного контроля товаров, транспортных средств и физических лиц в ходе таможенного контроля, установленными радиационными требованиями к продукции, изделиям, являющимися ИИИ (Решение Комиссии Таможенного союза от 28 мая 2010 № 299). Например, значение

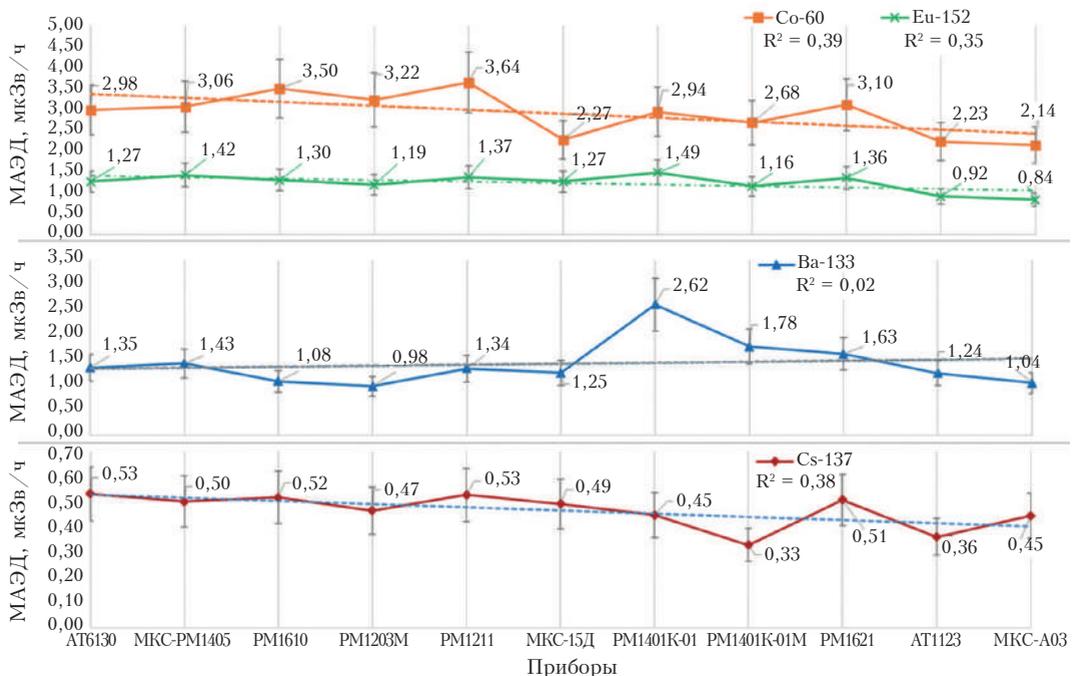
МАЭД на наружной поверхности посылки с радиационной упаковкой не должно превышать 1,0 мкЗв/ч. Это же значение МАЭД, измеренное на расстоянии 0,1 м от внешней поверхности изделий, содержащих радионуклидные источники, является критерием освобождения их от контроля после оформления санитарно-эпидемиологического заключения.

## 2. Результаты исследования и обсуждение

### 2.1. Результаты измерения МАЭД и расчета МЭД

Результаты измерений МАЭД гамма-излучения от локальных ЗРИ типа ОСГИ приведены на рис.1.

Анализ полученных графиков дает основание утверждать, что измеренные различными приборами значения МАЭД гамма-излучения для каждого из радионуклидов имеют существенные различия. Наибольший разброс показаний приборов (различие до 170%)



**Рис.1.** Результаты измерения МАЭД источников гамма-излучения, полученные приборами разного типа.

Примечание: На графиках приведены рассчитанные с использованием средств анализа Excel трендовые линии, а также значения величин достоверности аппроксимации (коэффициенты детерминации)  $R^2$ .

наблюдается при измерении МАЭД гамма-излучения источников Со-60 и Ва-133. В частности, для Со-60 аномально высокие показания имеют место у приборов ДКГ-РМ1610, ДКГ-РМ1211, а показания МКС-15Д «Снегирь», МКС-А03 и АТ1123 сильно занижены. Для Cs-137 и Eu-152 результаты измерения МАЭД для каждого прибора укладываются в пределах погрешности 20%.

Представленные результаты измерения МАЭД не позволяют дать им однозначное объяснение. Вместе с тем, попытаемся установить причины, обуславливающие полученные результаты, поскольку с подобной ситуацией могут столкнуться не только должностные лица таможенных органов, осуществляющие радиационный контроль радиационно-опасных объектов, но и работники иных контрольно-надзорных органов, в чьи функции входит проведение аналогичных измерений.

Прежде всего, отметим, что существует множество факторов, влияющих на результаты измерения МАЭД (конструктивные и технические особенности приборов, нормативно-правовые и методические аспекты дозиметрического контроля и др.), и в каждом конкретном случае их влияние может быть различно. В этой статье остановимся на анализе некоторых из них:

- конструктивные особенности прибора (глубина расположения эффективного центра детектора; положение детектора прибора по отношению к падающему ионизирующему излучению);
- влияние программно-технических средств управления и обработки информации на базе микропроцессоров.

## *2.2. Влияние конструктивных особенностей приборов на результаты измерения МАЭД*

Как было отмечено ранее, все исследованные приборы относятся к средствам измере-

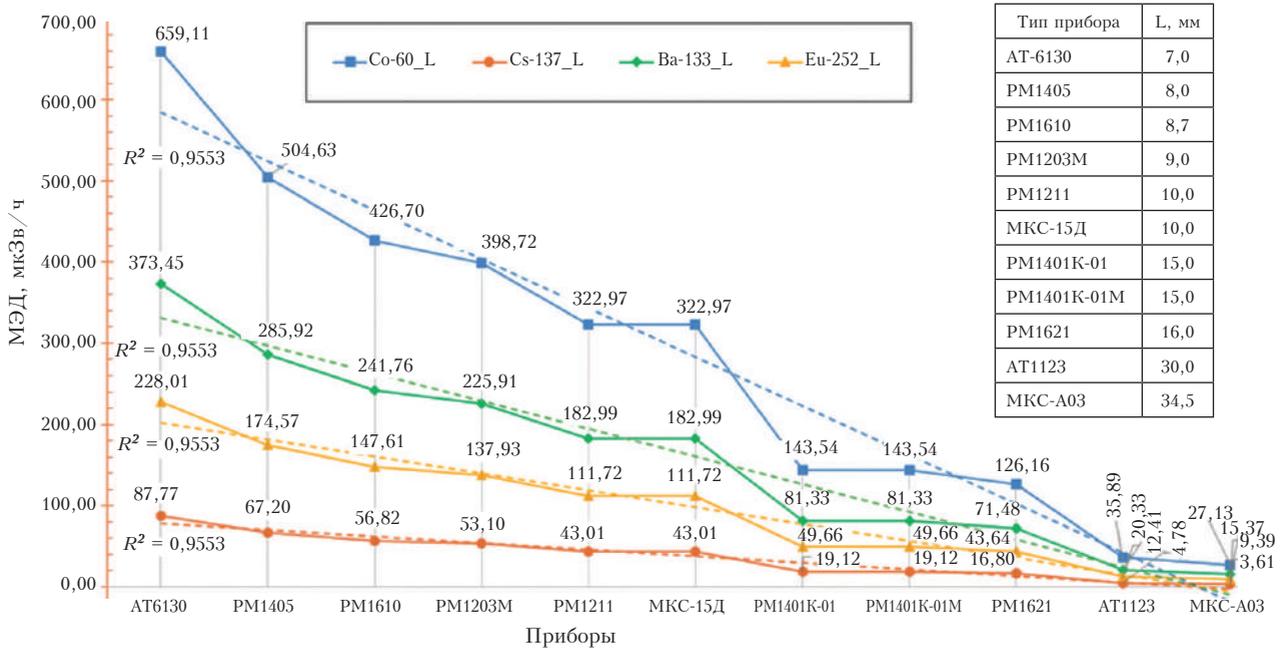
ний ионизирующих излучений и разработаны в соответствии с ГОСТ 27451-87 [5], в котором установлено, что «... габаритные размеры, их числовые значения ... должны быть установлены в стандартах и (или) технических условиях на конкретные средства измерения», а «... требования по эргономике и технической эстетике должны устанавливаться по согласованию между изготовителем и потребителем...».

Основные конструктивные особенности приборов, влияющие на точность измерения МАЭД, включают в себя: расположение эффективного центра детектора относительно поверхности прибора и направление падения на детектор ионизирующего излучения; тип, вид и количество детекторов; наличие программно-технических средств управления и обработки информации и особенности их работы.

**Глубина расположения эффективного центра детектора относительно поверхности каждого прибора** различна: от 7 мм (МКС-АТ6130) до 34,5 мм (МКС-А03) (табл.1). Из этого следует, что в случае проведения измерений МАЭД на поверхности источников, получаемые значения для этой пары приборов, если не принимать во внимание влияние других факторов, должны теоретически различаться в 24,3 раза.

Подтверждением этому являются приведенные на рис.2 сравнительные результаты расчета значений мощности эквивалентной дозы (МЭД) в случаях нахождения источников на поверхности приборов. Значения МЭД для точечных ЗРИ типа ОСГИ рассчитывались по известной активности на дату проведения измерений. Для удобства анализа по горизонтальной оси графика приборы расположены в порядке возрастания расстояния от поверхности прибора до эффективного центра.

В случае, если расстояние от источника до поверхности прибора увеличивается до 0,1 м, значения рассчитанных МЭД для АТ6130 и МКС-А03 будут различаться в 1,6 раза.



**Рис.2.** Результаты расчета МАЭД, полученные для исследуемых радионуклидов: источник находился на поверхности прибора.

При этом расхождения в рассчитанных значениях МАЭД гамма-излучения от каждого типа источника для каждого типа прибора составят не более 20%.

Вместе с тем, результаты эксперимента показывают (рис.1), что взаимосвязь между расстоянием «источник – эффективный центр детектора» и значениями МАЭД фактически несущественна. Однако использование средств анализа Excel позволило вычислить для расчетных и экспериментальных графиков трендовые линии, а также значения величин достоверности аппроксимации (коэффициенты детерминации)  $R^2$ . Это позволило установить, что для источников Co-60, Cs-137 и Eu-152 наблюдается взаимосвязь в расчетных и экспериментальных трендовых линиях: расстояние «источник – эффективный центр детектора» и значения МАЭД и МАЭД. Причем значения величин  $R^2$  для расчетных МАЭД совпадают и близки к 1, что свидетельствует о наличии хорошей взаимосвязи между расстоянием «источник – эффективный центр детектора» и рассчитанным МАЭД.

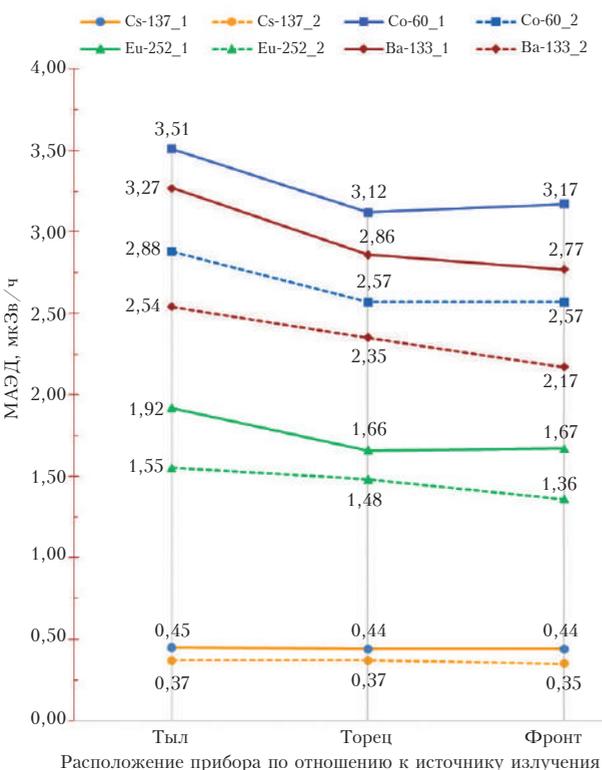
Однако сами значения  $R^2$  свидетельствуют о том, что на значения МАЭД, кроме расстояния «источник – эффективный центр детектора», оказывают существенное влияние и иные факторы. Особенно это заметно в результатах измерения МАЭД для источника Ba-133.

**Положение детектора прибора по отношению к падающему ионизирующему излучению** при проведении измерений МАЭД на поверхности объектов контроля выбирается из соображений удобства и наглядности отображаемых результатов измерений. При этом не учитывается глубина расположения эффективного центра детектора относительно поверхности прибора и направление градуировки по чувствительности падающего на прибор излучения.

Как правило, производитель приборов дозиметрического контроля указывает в эксплуатационной документации значения анизотропии чувствительности (а иногда приводит и диаграммы) для конкретных энергий излучения гамма-источника (например, 22 кэВ (Cd-109); 59,5 кэВ (Am-241); 662 кэВ (Cs-137) и

1250 кэВ (Co-60)) в угловых интервалах при вращении прибора в вертикальной и горизонтальных плоскостях от 0° до ±180°. Значения величин анизотропии чувствительности могут изменяться в широких пределах. Например, для ДКГ-PM1203М анизотропия чувствительности прибора при вращении его в вертикальной плоскости для энергии гамма-излучения 59,5 кэВ и угла детектирования относительно направления градуировки 0° составляет 0%, для 180° – ±15%, а для –90° – 95% [6]. Для ДКГ-PM1211 для нижнего диапазона энергий (59,5 кэВ) для угла 0° анизотропия чувствительности прибора отсутствует, а при вращении в вертикальной плоскости на 90° она составляет 50% [7].

В разделах «Методика поверки» эксплуатационной документации на ряд приборов



**Рис. 3.** Результаты измерения МАЭД гамма-излучения от источников типа ОСГИ для ИСП-PM1401К-01: 1 – расстояние от источника до поверхности прибора составляет 0,1 м; 2 – расстояние от источника до эффективного центра детектора составляет 0,1 м.

(ДКГ-PM1203М, ДКГ-PM1211, ДКГ-PM1610; ИСП-PM1401К-01 и ИСП-PM1401К-01М) указано, что определение метрологических характеристик в ходе поверки приборов осуществляется при их размещении на поверочной дозиметрической установке с источником гамма-излучения Cs-137 так, чтобы лицевая панель прибора, на которой, кроме кнопок управления, расположен ЖКИ, была обращена к источнику излучения, а ось потока излучения (направление градуировки по чувствительности) проходила через эффективный центр гамма-детектора, отмеченный на корпусе прибора [8].

В практической деятельности при измерении МАЭД на поверхности объектов контроля расположить прибор в соответствии с требованиями методики поверки, и снять его показания невозможно. Обычно измерения проводят, располагая тыльную сторону прибора на поверхности радиоизотопного источника или на требуемом расстоянии от него (0,1 м; 1 м).

В качестве примера на рис.3 приведены результаты измерения МАЭД с помощью измерителей-сигнализаторов поисковых ИСП-PM1401К-01 в случаях различного направления падающего на прибор излучения (к сожалению, для этого прибора нам не удалось найти сведения по значениям анизотропии чувствительности). В рамках этих измерений для ИСП-PM1401К-01 продемонстрировано влияние глубины расположения эффективного центра детектора относительно поверхности прибора на значения МАЭД.

Измерения проводились для 2-х вариантов: 1 – расстояние от источника до поверхности прибора составляло 0,1 м, 2 – расстояние от источника до эффективного центра составляло 0,1 м. В каждом из вариантов прибор последовательно располагался по отношению к падающему излучению в трех проекциях: тыльная, нижняя боковая и лицевая стороны прибора.

Из представленных данных видно, что влияние анизотропии на изменение показаний прибора фактически несущественно при изменении МАЭД источника Cs-137.

Для источников Co-60, Eu-152 и Ba-133 измеренные значения МАЭД заметно выше (на 10–15%) при измерении тыльной стороной прибора, чем фронтальной или торцевой.

Известно, что конструктивной особенностью большинства приборов на основе сцинтиляционных детекторов является смещение эффективного центра от торцевой поверхности детектора, что может оказать влияние на измеряемое значение мощности дозы, особенно при расположении прибора на небольших расстояниях от источника излучения [9]. В частности, одной из конструктивных особенностей прибора ИСП-PM1401К-01 является расположение эффективного центра детектора на глубине 11 мм от торцевой поверхности и 15 мм от тыловой и фронтальной поверхностей.

Расчетные значения МЭД для этих расстояний (при расположении источника на поверхности прибора) составляют 0,92 мкЗв/ч и 0,86 мкЗв/ч (разница всего 7%) соответственно, а в случае расположения источника на расстоянии 0,1 м относительно поверхности прибора значение МЭД будет фактически одинаковым.

**Влияние программно-технических средств управления и обработки информации на базе микропроцессоров на результаты измерения МАЭД.** Еще одной особенностью современных средств измерений является активное внедрение программно-технических средств управления и обработки информации на базе микропроцессоров, применение которых позволяет улучшить качественные характеристики прибора.

Микропроцессор под управлением программного обеспечения (ПО) осуществляет весь процесс измерений: автоматический выбор времени измерения с учетом допустимой статистической погрешности; управление всеми режимами прибора, начиная с тестирования состояния основных узлов прибора, вычисления МЭД и ЭД по заданному алгоритму и заканчивая выводом результатов измерений.

Показания прибора определяются алгоритмом его работы, реализующим модель регистрации ионизирующего излучения (например, [10]) и обеспечивающим непрерывность процесса измерений, их статистическую обработку, быструю адаптацию к изменению уровня МЭД фотонного излучения и оперативное представление полученной информации на ЖКИ [11].

Практика применения современных приборов радиационного контроля показывает, что

**Табл. 3.** Сравнительные результаты измерения МАЭД гамма-излучения от источников Cs-137, Ba-133, Co-60, Eu-152.

Прибор	Дата выпуска	Номер в Госреестре СИ	МАЭД, мкЗв/ч			
			Cs-137	Ba-133	Co-60	Eu-152
ИСП-PM1401К-01	10.08.2004 ТУ ВУ 100345122.034-2003	26601-04	0,32±0,01	2,56±0,02	0,71±0,01	0,97±0,01
	04.04.2007 ТУ РБ 100345122.034-2003	26601-04	0,31±0,01	2,40±0,01	0,74±0,02	0,97±0,01
	20.11.2012 ТУ ВУ 100345122.034-2008	26601-12	0,34±0,01	2,43±0,04	2,16±0,02	1,33±0,03
ИСП-PM1401К-01М	26.11.2012 ТУ ВУ 100345122.034-2011	26601-12	0,30±0,01	1,64±0,04* 1,31±0,03** 1,13±0,02***	2,15±0,02	1,00±0,05

Примечание. Значения: \*) сразу после включения; \*\*) через 1 мин.; \*\*\*) через 3 мин.

точность измерений во многом зависит не от элементной базы и характеристик детекторов, а от применяемых алгоритмов работы прибора, вычислительной мощности микропроцессоров и качества используемого встроенного и прикладного программного обеспечения.

В табл.3 приведены результаты измерения МАЭД гамма-излучения от источников Cs-137, Ba-133, Co-60, Eu-152 измерителями-сигнализаторами поисковыми ИСП-PM1401 К-01 разных годов выпуска (с разными номерами свидетельств о регистрации средств измерения в реестре СИ).

Для каждого источника излучения измерения проводились в одинаковых условиях.

Сравнивая результаты измерения трех приборов ИСП-PM1401К-01 разных годов выпуска, можно отметить, что для приборов 2004 и 2007 годов выпуска, имеющих одинаковый номер в госреестре СИ РФ, наблюдаются практически одинаковые значения МАЭД гамма-излучения при измерении трех источников (Cs-137, Co-60, Eu-152).

Результаты измерения МАЭД прибором 2012 года выпуска показали превышение значений МАЭД гамма-излучения у Cs-137 и Eu-152 в 1,4 раза, а у Co-60 более чем в 3,4 раза.

При измерении прибором ИСП-PM1401К-01М для Cs-137, Co-60 и Eu-152 наблюдается незначительное снижение значения МАЭД, в пределах 10%, в сравнении со значениями, полученными ИСП-PM1401К-01, выпущенного в 2012 году, в то время как для Ba-133 наблюдаются значительно заниженные, в сравнении с другими радионуклидами, значения МАЭД.

Согласно анализу эксплуатационной документации на приборы и информации, полученной от предприятия-изготовителя этих технических средств, можно отметить следующее.

ИСП-PM1401К-01 является энергетически не компенсированным; основная относительная погрешность измерения МЭД гарантируется только по линии Cs-137 в коллимирован-

ном пучке, поэтому его показания при измерении фотонного излучения других энергий могут отличаться от значений МЭД, измеренных другими приборами, что не является признаком неисправности прибора.

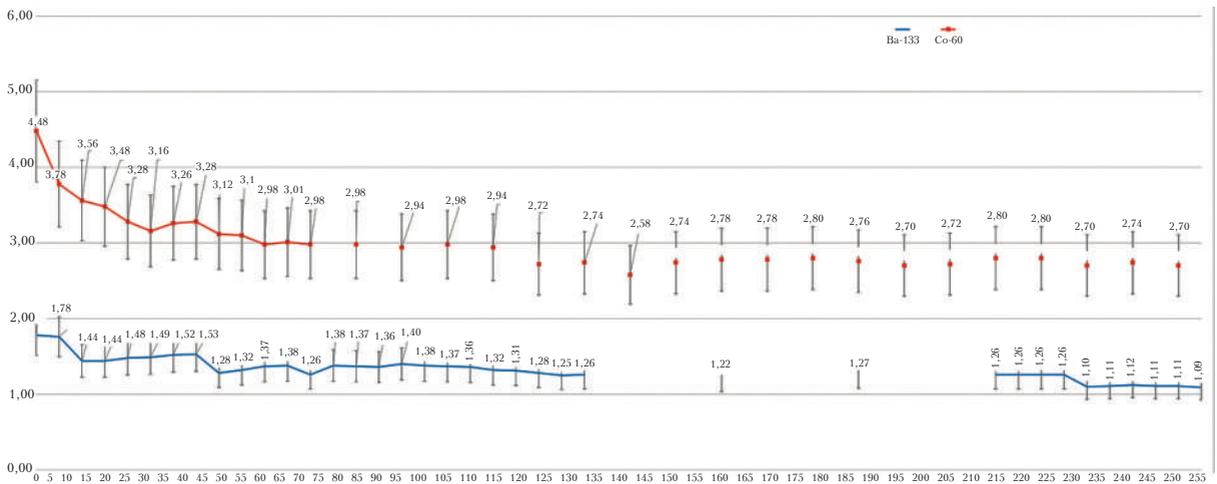
Система детектирования гамма-излучения ИСП-PM1401К-01 построена на основе применения двух детекторов – сцинтилляционного детектора и счетчика Гейгера-Мюллера. Сцинтилляционный детектор работает в диапазоне до 10 мкЗв/ч, а счетчик Гейгера-Мюллера – свыше 10 мкЗв/ч.

В эксплуатационной документации и описаниях к средствам измерения приборов ИСП-PM1401К-01 и ИСП-PM1401К-01М приведены сведения о технических условиях на приборы (табл.3) и встроенном программном обеспечении микропроцессоров. Для ИСП-PM1401К-01 с датами выпуска 10.08.2004 и 04.04.2007 используется программное обеспечение ТИГР.305555.006; для ИСП-PM1401К-01 выпуска 20.11.2012 – ТИГР.00017.00.02-04; для ИСП-PM1401К-01М выпуска от 26.11.2012 – ТИГР.00017.00.02.2-31.

На основе анализа полученных результатов МАЭД гамма-излучения и представленной информации можно сделать предположения, что результаты измерения существенно зависят от алгоритма работы встроенного в программное обеспечение микропроцессора. В частности, близкие значения результатов измерений МАЭД для Cs-137 обусловлены использованием этого радионуклида для проверки приборов.

В ходе проведения измерений прибором ИСП-PM1401К-01М МАЭД радионуклида Ba-133 была выявлена следующая аномалия в работе прибора, заключающаяся в нестабильности его показаний (для радионуклида Cs-137 показания прибора стабильны).

В соответствии с эксплуатационной документацией, при измерениях МАЭД прибором



**Рис.4.** График, демонстрирующий изменения показаний ИСП-PM1401K-01M при измерении Ba-133 и Co-60.

ИСП-PM1401K-01M критерием выполненного измерения в пределах допускаемой основной относительной погрешности измерений является прекращение мигания размерности измеряемой величины « $\mu\text{Sv/h}$ ». При помещении прибора в точку на расстоянии 0,1 м от источника гамма-излучения Ba-133 мигание размерности на ЖКИ прибора прекращалось при индикации МАЭД около 2 мкЗв/ч, что, согласно эксплуатационной документации, соответствует измеренному значению МАЭД.

Тем не менее, в течение длительного промежутка времени (около 6 мин) показания прибора в точке проведения измерений падали и устанавливались около 1 мкЗв/ч. Динамика показаний значений МАЭД при измерении с помощью ИСП-PM1401K-01M Ba-133 и Co-60 приведена на рис.4.

Таким образом, остается открытым вопрос о длительности проведения измерений МАЭД гамма-излучения и корректности алгоритма работы прибора при регистрации гамма-излучения различных энергий. Из вышесказанного следует, что применение рассмотренной в статье модификации прибора для измерения МАЭД радионуклидных источников в практической деятельности таможенных органов является ограниченным.

## Выводы и предложения

Таможенные органы при проведении радиационного контроля дегающихся и радиоактивных материалов и других объектов с повышенным уровнем ионизирующего излучения применяют широкую номенклатуру приборов радиационного контроля, отнесенных к средствам измерения, отличающихся между собой не только по типу, виду и назначению, но и конструктивно: размерами, количеством и типом детекторов, алгоритмом работы, расстоянием между эффективным центром детектора и поверхностью прибора, заданной точностью измерения дозиметрических величин (коэффициентом вариации).

При проведении таможенного контроля объектов, имеющих повышенный уровень ионизирующего излучения, должностные лица таможенных органов:

- а) в большинстве случаев измеряют МАЭД, значения которых не превышают 1 мкЗв/ч;
- б) измерения проводят на поверхности объектов контроля либо на расстоянии 0,1 м;
- в) при проведении измерений МАЭД на поверхности объектов контроля положение детектора прибора по отношению к падающему ионизирующему излучению выбирают из соображений удобства и наглядности

отображаемых результатов измерений, без учета глубины расположения эффективного центра детектора и направления градуировки падающего на прибор излучения;

д) для измерения МАЭД часто используют приборы радиационного контроля, не предназначенные для этих целей, например, индивидуальные дозиметры гамма- и рентгеновского излучения (ДКГ-РМ1621, ДКГ-РМ1610), а также поисковые измерители-сигнализаторы (ИСП-РМ1401К-01), в которых основная относительная погрешность измерения МАЭД производителем гарантируется только по линии Cs-137 в коллимированном пучке;

е) проводят измерения МАЭД радионуклидов различного происхождения, энергия излучения которых находится в широком диапазоне – от десятков до тысяч кэВ;

В результате проведенных исследований по оценке влияния конструктивных особенностей приборов и программно-технических средств управления и обработки информации на базе микропроцессоров на результаты измерения МАЭД было установлено, что:

а) измерение МАЭД гамма-излучения от локальных ЗРИ типа ОСГИ приборами различного типа приводит к значительному разбросу результатов, достигающему 170%, причем наибольший разброс наблюдается для Со-60 и Ва-133. При измерении МАЭД Cs-137, используемого, как правило, для метрологической поверки приборов, наблюдаются близкие показания;

б) на точность измерения МАЭД оказывают влияние конструктивные особенности приборов (расположение эффективного центра детектора относительно поверхности прибора и направления падения ионизирующего излучения; тип, вид и количество детекторов);

с) на точность измерений современных приборов оказывают влияние не только характеристики детекторов и элементная база приборов, но и применяемые алгоритмы работы,

вычислительные мощности микропроцессоров и версии (качество исполнения) используемого встроенного и прикладного программного обеспечения.

Эти результаты подчеркивают необходимость учета конструктивных особенностей приборов и программно-технических средств управления и обработки информации на базе микропроцессоров при измерении МАЭД точечных источников гамма-излучения в ходе проведения радиационного контроля.

Вместе с тем, по результатам проведенного исследования можно рекомендовать следующее:

а) таможенными органами:

- своевременно проводить работы по обновлению парка приборов дозиметрического контроля с учетом задач, стоящих перед таможенными органами в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности на таможенной границе;
- при получении навыков работы с техническими средствами РК уделять особое внимание вопросам измерения мощности дозы с помощью различных технических средств радиационного контроля;

б) производителям приборов радиационного контроля:

- в тесном сотрудничестве с потребителями (таможенными органами) разработать методические рекомендации по применению приборов радиационного контроля для измерения МАЭД, в которых должны быть отражены необходимые технические характеристики и особенности применения каждого прибора, включая методику и порядок проведения измерений;
- при разработке новых средств измерения МАЭД учитывать для какой категории потребителей разрабатываются приборы и какие задачи они будут решать;
- обратить особое внимание на разработку и отладку программно-технических средств управления и обработки информации

на базе микропроцессоров, в части, касающейся обеспечения точности измерения МАЭД для различных диапазонов энергий регистрируемого гамма-излучения и стабильности показаний приборов.

В заключение авторы отмечают, что результаты проведенных исследований, выводы и предложения носят рекомендательный характер и не претендуют на абсолютную истину. Вопрос достоверности показаний приборов радиационного контроля достаточно сложен,

и требует более тщательного исследования. Помимо факторов, влияющих на измерения МАЭД и исследованных в данной работе, существуют и иные факторы, заслуживающие внимание, к которым относятся: тип детектора, учет энергетической зависимости чувствительности детекторов, влияние сопутствующего бета-излучения и пр. Результаты проведенных исследований по этому направлению планируется изложить в последующих публикациях.

### Литература

1. Решение Комиссии Таможенного союза от 28.05.2010 № 299 «О применении санитарных мер в Евразийском экономическом союзе». URL: <https://base.garant.ru> (дата обращения: 23.09.2024).
2. Приказ Минфина России от 01.03.2019 № 33н «Об утверждении перечня технических средств таможенного контроля, используемых при проведении таможенного контроля». URL: <https://base.garant.ru> (дата обращения: 23.09.2024).
3. Борисенко А.В., Чубов Ю.В., Кустов В.Н., Темченко В.В., Белов Ю.А. Особенности влияния 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.
4. Таблицы физических величин. Справочник. Под редакцией академика Кикоина И.К. М.: Атомиздат, 1976. 1106 с.
5. Государственный стандарт СССР ГОСТ 27451-87 (СТ СЭВ 4666-84, СТ СЭВ 6061-87) «Средства измерений ионизирующих излучений. Общие технические условия». URL: <https://base.garant.ru> (дата обращения: 23.09.2024).
6. Дозиметр микропроцессорный ДКГ-PM1203М. Руководство по эксплуатации ТИГР.412118.006 РЭ. URL: <https://ntcexpert.ru/images/stories/radiograf/dkg-rm1203-manual.pdf?ysclid=m41e69oa3126821850> (дата обращения: 23.09.2024).
7. Дозиметр гамма-излучения ДКГ-PM1211. Модификации: ДКГ-PM1211, ДКГ-PM1211-01, ДКГ-PM1211-02, ДКГ-PM1211-03. Руководство по эксплуатации. 34 с.
8. Измеритель-сигнализатор поисковый ИСП-PM1401К-01М. Руководство по эксплуатации СУДЕ.412113.002.01Э. ООО «СофтЭксперт». 2014. 36 с.
9. Лукашевич Р.В., Фоков Г.А. Расчет положения эффективного центра энергосделения сцинтилляционных детекторов для задач калибровки при малых расстояниях «источник–детектор» // Приборы и методы измерений. 2021. № 3(12). С 239-248.
10. Модель регистрации гамма-излучения детекторами различного размера. URL: [https://ntcexpert.ru/documents/Model\\_of\\_gamma\\_ray\\_registration\\_rus.ppsx](https://ntcexpert.ru/documents/Model_of_gamma_ray_registration_rus.ppsx) (дата обращения: 11.12.2024).
11. Фомин В.В., Никольский Б.Б. Система управления блоком детектирования для регистрации ионизирующего излучения // Программные продукты, системы и алгоритмы. 2017. № 2. С. 1-7.

## Technical Aspects of Dosimetry in Customs Practice

Borisenko Aleksandr, Chubov Yuri, Berlova Natalja (Vladivostok branch of the Russian Customs Academy, Vladivostok, Russia)

**Abstract.** The article discusses the technical characteristics of devices used in customs practice to measure the dose rate of gamma radiation: dosimeters, radiometer dosimeters and search alarm meters. The impact of various technical aspects of dosimetry on the accuracy of dosimetric measurements, in particular, the design features of radiation monitoring devices, software and hardware controls and information processing based on microprocessors, has been evaluated.

The results of measurements of the gamma radiation dose rate of a number of point and extended radionuclide sources by various types of devices are presented. It is shown that when using these devices to measure the dose rate of local sources detected during radiation control at the customs border, in some cases the measurement error may exceed the values specified in the operational documentation for the devices.

**Keywords:** *technical means of customs control of fissile and radioactive materials, radiation monitoring devices, characteristics of dosimeters, dose rate measurement, measurement accuracy, design features.*

*А.В.Борисенко (к.х.н., доцент, нач. уч. центра ТКДРМ), Ю.В.Чубов (к.ф.-м.н., в.н.с.),  
Н.В.Берлова (к.т.н., доцент., в.н.с.)*

*Владивостокский филиал Российской таможенной академии, г. Владивосток*

*Контакты: +7 (902) 555-95-85, borisenko2@mail.ru*

# Развитие и совершенствование автоматизированных систем радиационного контроля в регионах РФ

Рассмотрены вопросы развития автоматизированных систем контроля радиационной обстановки в районах расположения объектов использования атомной энергии с учетом сложившихся условий и рисков возникновения радиационной аварии или инцидента с радиационным фактором. Проведен анализ возможных путей развития структуры и компонентов автоматизированных систем контроля радиационной обстановки.

**С.Л.Гаврилов<sup>1</sup>, В.А.Пантелеев<sup>1</sup>,  
А.Е.Пименов<sup>1</sup>, М.Д.Сегаль<sup>1</sup>,  
В.Ю.Яковлев<sup>1</sup>, Е.В.Попов<sup>2</sup>**

<sup>1</sup> ФГБНУ «Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН», г. Москва

<sup>2</sup> ФГБНУ «Федеральный исследовательский центр «Немчиновка», г. Одинцово Московской обл.

## **Ключевые слова:**

*АСКРО, ПРЛ, КСМ-ЗН, ЕГАСМРО, ВАБ-З ОИАЭ, радиационный контроль, вероятностный анализ безопасности третьего уровня, чрезвычайная ситуация, радиационная авария, мониторинг, аварийное реагирование, система поддержки принятия решений.*

**В**опрос энергопотребления в современном мире стоит чрезвычайно остро. Согласно наиболее скромным оценкам, к середине XXI века потребление энергии на планете удвоится [1]. Одним из возможных решений энергетической проблемы может стать активное развитие ядерной энергетики. Согласно прогнозам Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), к 2030 г. на планете может быть построено до 600 новых энергоблоков (сейчас их насчитывается 440). Сегодня российская атомная отрасль по темпам развития является одной из передовых в мире. Однако с увеличением числа радиационно-опасных объектов возрастают риски возникновения чрезвычайных ситуаций (ЧС) на них. ЧС, обусловленные радиационным фактором, могут возникнуть как непосредственно

на атомных электростанциях (АЭС), так и на других объектах использования ядерной энергии: исследовательских реакторах, заводах, осуществляющих переработку ядерного топлива, а также при нарушении правил обращения и транспортировки радиоизотопных источников ионизирующего излучения, что приводит к возникновению радиологических аварийных ситуаций (РАС) и ситуаций санитарно-эпидемиологического характера (ССЭХ) [2,3,4].

По данным статистики на территории Российской Федерации в 2020 году инцидентов с радиационным фактором различного уровня серьезности было зафиксировано 152, в 2021 г. – 127, в 2022 г. – 151, в 2023 г. – 121. Наиболее распространенными причинами являются обнаружение бесконтрольных радиоизотопных источников ионизирующего излучения (ИИИ), утеря имеющихся ИИИ или нарушение правил их транспортировки [4].

Кроме того, в соответствии с Указом Президента РФ были созданы регионы с особым статусом и повышенными уровнями реагирования на чрезвычайные ситуации [5]. На территориях Донецкой Народной Республики, Луганской Народной Республики, Запорожской и Херсонской областей вводится режим максимального уровня реагирования. На прилегающих территориях, таких как Республика Крым, Краснодарский край, Белгородская, Брянская, Воронежская, Курская, Ростовская области и г. Севастополь вводится режим среднего уровня реагирования. Стоит отметить, что в ряде регионов, где введен средний уровень реагирования, находятся радиационно-опасные объекты (РОО), такие как Нововоронежская, Ростовская, Курская, Смоленская АЭС. Особые условия, предусмотренные указанным документом, предполагают более строгие режимы контроля и повышенную степень готовности к организации мероприятий, направленных на защиту населения и территорий от ЧС и повышение безопасности объек-

тов энергетики и объектов, которые представляют особую опасность для жизни и здоровья населения и для окружающей среды [5].

В связи с этим возникает потребность в непрерывном доступе к данным радиационного мониторинга как в регионах с особым статусом, так и на всей территории РФ для организации мероприятий аварийного реагирования и защиты населения. В настоящее время на территории Российской Федерации функционирует ряд автоматизированных систем контроля радиационной обстановки (АСКРО). Эти АСКРО создавались на базе разных ведомств, и, несмотря на схожий функционал, имеют разные цели, задачи, а следовательно и состав.

В соответствии с постановлением Правительства Российской Федерации, для осуществления государственного мониторинга радиационной обстановки на территории РФ используется единая государственная автоматизированная система мониторинга радиационной обстановки (ЕГАСМРО) [6]. Она предназначена для выявления изменений радиационной обстановки, оценки и прогнозирования возможных негативных последствий для населения и окружающей среды. Данная система включает в себя стационарные посты, которые измеряют естественный радиационный фон в месте их установки несколько раз в сутки и передают измеренные значения в единую базу данных. Причем измерения в некоторых местах производятся ручными приборами. Данная система находится в компетенции Федеральной службы по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды.

На территории организаций, занимающихся потенциально опасными работами, их промышленных площадках и зонах наблюдения существуют объектовые и территориальные или, как в случае ГК «Росатом», отраслевые системы контроля радиационной обстановки. Системы ряда предприятий и АЭС интегри-

руются, сопрягаются или напрямую подключаются в отраслевую систему мониторинга радиационной обстановки ГК «Росатом» (ОСМРО), которая в свою очередь является подсистемой ЕГАСМРО.

На региональном уровне существует ряд систем АСКРО, поддерживаемых подразделениями по экологии и природопользованию, либо управлениями по делам гражданской обороны, защите населения от чрезвычайных ситуаций и пожарной безопасности (ГОЧСиПБ). Часть таких систем входит в ЕГАСМРО, часть либо обмениваются данными с системами МЧС России, либо находятся в стадии заключения информационного взаимодействия.

На федеральном уровне для аварийного реагирования в целях защиты и информирования населения на базе управлений МЧС России в большинстве регионов РФ существуют комплексные системы мониторинга состояния защиты населения (КСМ-ЗН) и территориальные системы радиационного мониторинга и аварийного реагирования (ТСРМиАР).

В данные системы входят стационарные посты радиационного контроля, передвижные радиометрические лаборатории (ПРЛ), комплекты мобильных быстроработоспособных автономных постов радиационного контроля (БРАСКРО). Измерения проводятся несколько раз в час, и значения передаются в центры управления в кризисных ситуациях (ЦУКС) Главных управлений МЧС России.

Стоит отметить, что в большинстве существующих систем измеряется только мощность дозы гамма-излучения, а ряд мест оснащается только ручными приборами. Специалистами отмечается, что отсутствие автоматизированных постов радиационного контроля существенно ухудшает оперативное реагирование в связи с тем, что время развития чрезвычайной ситуации может составлять несколько часов при мгновенных и кратковременных аварийных выбросах [7], когда наиболее важ-

но следить за изменением уровней мощности дозы или активностей радионуклидов. Другой важный аспект заключается в отсутствии автоматизированного информационного обмена между всем многообразием существующих систем, который необходим для осуществления постоянной экспертной поддержки кризисных центров и применения систем поддержки принятия решений. Поэтому возникает потребность в развитии автоматизированных систем контроля радиационной обстановки для задач аварийного реагирования с использованием опыта эксплуатации существующих систем контроля. Развитие должно включать не только расширение измерительных функций систем, но и увеличение эффективности аварийного реагирования, мероприятия которого разрабатываются заранее с учетом прогностических моделей. В этом случае обеспечивается постоянная готовность системы аварийного реагирования, а в особых условиях такая готовность должна быть наивысшей [8].

Направление развития АСКРО должно осуществляться в соответствии с поставленными ей основными задачами, приведенными в нормативных документах [9] и рекомендациях МАГАТЭ [10-13]:

- измерения в автоматизированном режиме параметров, характеризующих радиационную обстановку в зоне наблюдения АЭС (радиационный мониторинг окружающей среды) во всех режимах эксплуатации и авариях;
- получение информации, необходимой для реконструкции активности радионуклидов, выходящих за пределы АЭС при запроектных авариях;
- обеспечение информационной поддержки групп, проводящих радиационные обследования;
- анализ данных метеорологического и радиационного мониторинга окружающей среды с целью построения карт плотности радиоактивных выпадений и дозы облучения

населения с использованием соответствующих моделей и компьютерных средств;

- определение регионов, требующих эвакуации, переселения населения или ограничения потребления продуктов питания.

В настоящее время основной величиной, измеряемой на постах АСКРО, является мощность дозы гамма-излучения, чего, очевидно, недостаточно для решения пяти сформулированных основных задач. Необходимый и достаточный перечень измеряемых радиационных параметров окружающей среды установлен в документах [9,14]:

- мощность амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения;
- метеопараметры;
- объемная активность радиоактивного аэрозоля (паров) в воздухе;
- объемная активность радиоактивных газов;
- удельная (объемная) активность радионуклидов и различных объектов окружающей среды;
- плотность выпадения радионуклидов на почву;
- энергетическое распределение ионизирующего излучения (спектрометрические измерения).

Перед анализом конкретного инструментария постов АСКРО следует остановиться на одном из важнейших и практически значимом вопросе об обосновании размещения и количества постов радиационного контроля для обеспечения эффективности создаваемых и развиваемых АСКРО.

Заблаговременно момент аварийного выброса радиоактивных веществ при авариях на ОИАЭ и, соответственно, условия их распространения в атмосфере неизвестны. Кроме этого, возможны различные варианты развития аварии, ее динамики и величины выбросов [15,16].

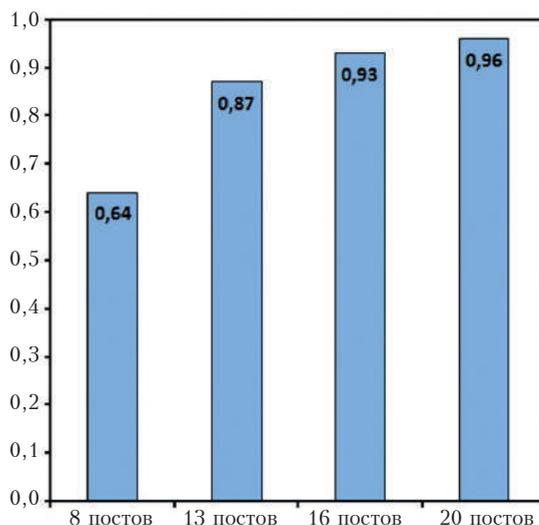
В этих условиях размещение постов АСКРО без учета неопределенности условий развития аварии может оказаться недостаточно обоснованным. Для решения этого требуется

использовать методы, учитывающие вероятную природу аварийных выбросов и условий распространения радиоактивных веществ в окружающей среде, одним из которых является методология ВАБ-3 ОИАЭ [17-19].

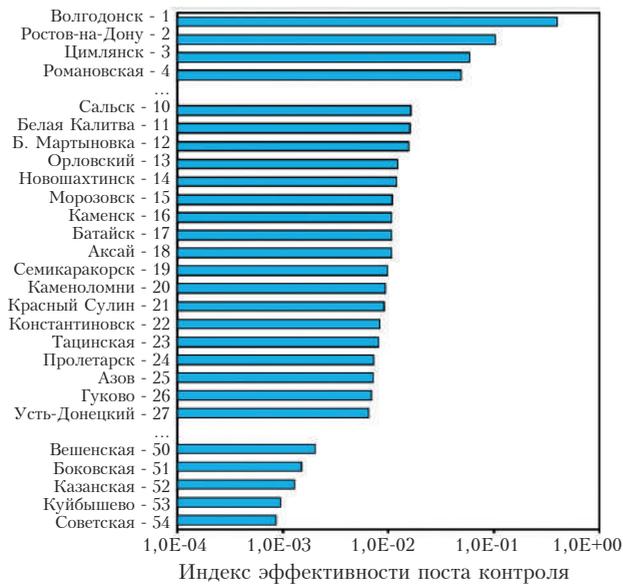
Для определения количества постов АСКРО и их эффективности может использоваться система критериев «успеха» АСКРО. Под «успехом» будем понимать регистрацию системой какой-либо радиационной аварии. Тогда критерий «успеха» системы ( $K_{uc}$ ) определяется как вероятность зарегистрировать мощность дозы от облака или от выпадений радиоактивных веществ при аварийном выбросе, превышающую заданную величину хотя бы для одного поста [17].

Пример определения  $K_{uc}$  в зависимости от числа постов быстроразворачиваемой автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (БРАСКРО) для некоторой модельной аварии приведен на рис.1.

Для оценки приоритетности размещения постов контроля территориальных АСКРО субъекта федерации России дополнительно используется индекс эффективности поста ( $Ep$ ), учитывающий численность населения



**Рис.1.** Критерий «успеха» ( $K_{uc}$ ) БРАСКРО для различного количества постов при установке на оптимальном расстоянии от места выброса РВ.

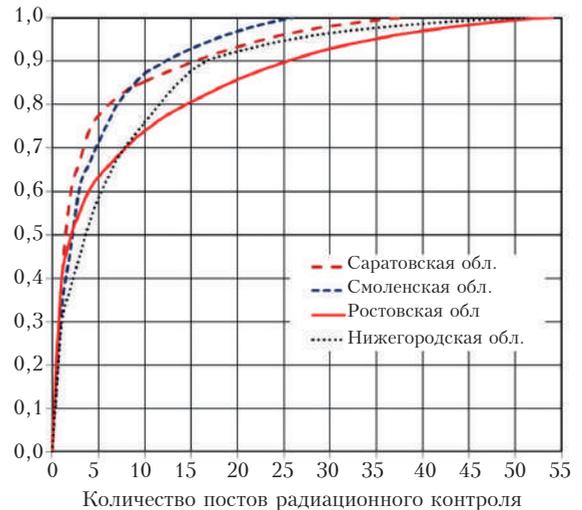


**Рис.2.** Приоритетный список размещения постов АСКРО на территории Ростовской области.

района – субъекта РФ [18,19]. Пример приоритетного списка размещения постов АСКРО на территории Ростовской области представлен на рис.2.

Эффективность АСКРО определяется интегральным индексом эффективности  $E_{sN}$  [19]. На рис.3 приведены примеры индексов эффективности АСКРО  $E_{sN}$  в зависимости от числа постов на территории при их размещении в порядке убывания величины индекса эффективности поста  $E_{p_i}$  для Саратовской, Смоленской, Ростовской и Нижегородской областей. Приведенные зависимости позволяют определить эффективность системы по критерию  $E_{sN}$  в зависимости от количества постов АСКРО.

Определение приоритетных мест размещения постов контроля по описанной методике использовалось при создании территориальных АСКРО Смоленской, Ростовской, Саратовской и Нижегородской областей (рис.3). В качестве потенциальных источников выбросов РВ рассматривались АЭС, размещенные на территориях субъектов федерации. Специалистами предлагается использовать данный способ



**Рис.3.** Индекс эффективности территориальных АСКРО  $E_{sN}$  в зависимости от числа постов (при размещении постов с учетом убывания индекса эффективности).

определения количества и мест размещения постов для всех систем АСКРО на территории РФ. Однако описанный метод не является единственным, существует ряд нормативных документов [20] или моделей [21-23], решающих аналогичные задачи с использованием как вероятностных, так и детерминистских методов. Поэтому принятие решений о местах размещения постов АСКРО и их количество должно быть оптимизировано с использованием ряда моделей и в соответствии с другими организационно-техническими факторами: возможность интеграции с другими АСКРО на территории, обеспеченность каналами связи, надежность энергопитания, физическая защита оборудования и тому подобное.

Непосредственно измерительное оборудование постов АСКРО также целесообразно расширить и оптимизировать для увеличения эффективности реагирования на ЧС. На датчики, расположенные на небольшой высоте от земли, очень сильно влияют микроландшафтные особенности, способствующие возникновению процессов переноса, которые очень сложно моделировать, а следовательно, строить прогнозы по

распространению радиационного загрязнения. Поэтому более информативными являются датчики, размещенные на высоте. В связи с этим рекомендуется установка дозиметров мощности дозы гамма-излучения как в приземном слое, так и на крышах зданий, мачтах и прочих высотных сооружениях.

Также во время прохождения облака важно отслеживать динамику его прохождения и определять коэффициент дозовой нагрузки, а через него интегральную дозу. Кроме того, для определения характера выброса, его мощности и нуклидного состава эффективно применение в составе АСКРО постов радиационного контроля с использованием гамма-спектрометров. В процессе моделирования аппаратных гамма-спектров для ряда аварийных ситуаций на АЭС с реактором ВВЭР-1000 была показана возможность использования как полупроводниковых, так и сцинтилляционных спектрометров для регистрации сложных источников ионизирующего излучения [24]. При этом предполагается использование защитных экранов блоков детектирования гамма-спектрометров для создания геометрии регистрации излучения только от облака радиоактивных веществ [25].

Время обнаружения и определения параметров выброса особенно важно в связи с тем, что часто существенная часть получаемой дозы определяется короткоживущими радионуклидами. Непрерывный контроль радиационной обстановки, особенно с применением измерений объемной активности аэрозолей и газов в атмосфере и налаженная координация действий мобильных групп помогают реагировать на такие ситуации.

Использование мобильных групп для уточнения радиационной обстановки, особенно во время острой фазы аварийной ситуации с радиационным фактором, позволяет существенно повысить прогнозируемость развития аварии и адекватность мер реагирования.

В качестве области применений мобильных групп предполагается использование следующих технических средств:

- передвижные радиометрические лаборатории (ПРЛ);
- беспилотные летательные аппараты (БПЛА) с комплексами аэрогаммасъемки;
- средства контроля радиационной обстановки водной акватории (СКРО ВА);
- быстроразворачиваемые автоматизированные системы контроля радиационной обстановки (БР АСКРО).

ПРЛ играют ключевую роль в составе мобильных средств контроля радиационной обстановки [26]. Использовать ПРЛ можно как для автоматизированного контроля МАЭД по маршруту движения с возможностью анализа гамма-спектров для мест с повышенным фоном, так и для отбора проб окружающей среды, проведения экспресс-анализа проб, уточнения радиационной обстановки с помощью полевых детекторов, а также для доставки БПЛА или БР АСКРО. Кроме этого, ПРЛ может оснащаться установками по контролю объемной активности аэрозолей. Если необходимо проводить разведку вблизи водных преград (рек, каналов), в лесных массивах, где затруднено движение ПРЛ вследствие отсутствия дорог, целесообразно применять беспилотные летательные аппараты. На БПЛА монтируется подвесное оборудование, которое может осуществлять аэрогаммасъемку, видео и тепловое наблюдение. Данный комплекс в рамках контроля РО может решать целый ряд специфических задач, в том числе: оценка характеристик гамма-излучения над заданным участком местности в режиме реального времени, получение спектральных характеристик измеряемого гамма-излучения; выявление в процессе полета радиационных аномалий на подстилающей земной поверхности и их распознавание как точечных или площадных объектов, которые представляют собой источ-

ники гамма-излучения с определенным радионуклидным составом; осуществление фотографирования обследуемых участков местности по командам оператора или по координатам, заданным полетной программой; ведение видеосъемки с помощью цветной видеокамеры, в том числе для осуществления визуальной оценки обстановки; ведение тепловизионной разведки с помощью тепловизионной камеры, в первую очередь, для выявления источников горения. В районе АЭС, где, как правило, имеется акватория водоема, целесообразно применение средств контроля радиационной обстановки водной акватории. СКРО ВА может базироваться на моторной лодке или катере и оснащается приборами для контроля РО в прибрежной зоне и водной среде, средствами для забора проб воды и донных отложений, а также средствами навигации и связи.

Однако доступность данных радиационного мониторинга большой детализации не позволит эффективно реагировать на РА без критически важного компонента АСКРО – системы поддержки принятия решений аварийного реагирования (СППР АР). Эта система решает задачи по обобщению, анализу и обработке данных о состоянии обстановки, полученных со стационарных и мобильных постов контроля. Она позволяет выполнять моделирование и прогнозирование развития РА в целях поддержки принятия обоснованных оперативных решений на действия, направленные на предотвращение ЧС, обусловленную РА или РАС и минимизацию ее негативных последствий. СППР АР должна быть построена таким образом, чтобы обеспечивать экспертную поддержку решений по реагированию на рассматриваемую ЧС. Эта поддержка может осуществляться научно-исследовательскими организациями во взаимодействии со структурами регионального, межрегионального и федерального уровней, которые должны

выполнять задачи в рамках своей компетенции по вопросам аварийного реагирования. Развитие этой системы может осуществляться, в том числе, за счет: разработки новых специальных приложений программного обеспечения; обновления и наращивания аппаратной базы в случае применения более современных высокопроизводительных элементов; проведения необходимой интеграции систем в другие взаимодействующие автоматизированные информационные системы. В СППР АР включается система информирования населения субъекта РФ, а также органов исполнительной власти, органов местного самоуправления по вопросам рассматриваемого аварийного реагирования на ЧС. Эта система должна развиваться, в первую очередь, за счет повышения возможностей по информированию населения через специальные приложения в интернете и социальных сетях. Для систем аварийного реагирования и защиты населения должна быть предусмотрена система обучения персонала для поддержания функционирования программно-технического комплекса и применения мобильных средств. Развитие осуществляется за счет разработки и создания учебно-тренировочных комплексов, а также за счет разработки учебных и методических материалов.

### **Заключение**

Таким образом, развитие атомной энергетики, расширение использования радионуклидных ИИИ в медицине и промышленности, сложившиеся в ряде регионов особые условия требуют новых подходов и практических действий по развитию систем АСКРО.

Потребность в информационном обмене между различными системами АСКРО для максимизации объема данных для оперативно-го использования в программах моделирования и прогноза делает необходимым использование единых баз данных. Безусловно, часть

информации, особенно от объектовых систем, может быть ограниченного доступа, но даже в этом случае требуется заранее разработанный регламент и технические возможности по обмену информацией в случае возникновения ЧС.

Подготовленность и применение таких систем позволит минимизировать возможный ущерб от масштабных и долговременных

негативных факторов ЧС с радиационным фактором, обусловленных РА или РАС. Методология ВАБ-3 ОИАЭ может быть успешно применена для количественной оценки эффективности АСКРО при различных вариантах размещения и количестве постов контроля с учетом неопределенности параметров выброса РВ и условий распространения в атмосфере на момент аварии.

## Литература

1. L.M. Voronin. Perspektivy razvitiya atomnoy energetiki Rossii v XXI veke. URL: [http://www.wdcb.ru/mining/articles/art\\_3/perspect.html](http://www.wdcb.ru/mining/articles/art_3/perspect.html) (accessed March 31, 2019). Rol yadernoy energetiki v sovremennom mire. Bezopasnost i stoimost, YuNIDO v Rossii, 4 (2011). URL: [http://www.unido-russia.ru/archive/num4/art4\\_18/](http://www.unido-russia.ru/archive/num4/art4_18/) (дата обращения: 31.03.2019).
2. Попов Е.В., Воронов О.С. Использование мобильных средств комплексной системы мониторинга за состоянием защиты населения при радиологических аварийных ситуациях. В книге: Гражданская оборона на страже мира и безопасности. Материалы V Международной научно-практической конференции, посвященной Всемирному дню гражданской обороны. М., 2021. С. 481-490.
3. Попов Е.В., Пантелеев В.А., Сегаль М.Д., Гаврилов С.Л., Шикин С.А., Пименов А.Е. Радиологические последствия, аварийное планирование и реагирование при несанкционированных действиях с радиоизотопными источниками ионизирующих излучений // Проблемы безопасности и чрезвычайных ситуаций. 2020. №1. С. 120-132.
4. О состоянии санитарно-эпидемиологического благополучия населения в Российской Федерации в 2023 году: Государственный доклад. М.: Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека. 2024. 364 с.
5. Указ Президента Российской Федерации от 19.10.2022 № 757 «О мерах, осуществляемых в субъектах Российской Федерации в связи с Указом Президента Российской Федерации от 19 октября 2022 г. № 756».
6. Описание единой государственной автоматизированной системы мониторинга радиационной обстановки (ЕГАСМРО) URL: <http://egasmro.ru/ru/about> (дата обращения 06.03.2023).
7. Владимиров В.А., Измалков В.И., Измалков А.В. Радиационная и химическая безопасность населения // Деловой экспресс. 2005. 544 с.
8. Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Боровой А.А., Велихов Е.П. Системный анализ причин и последствий аварии на АЭС «Фукусима-1». Монография. ИБРАЭ РАН. М., 2018, 408 с.
9. СанПин 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций» (СП АС-03); НП-001-15, «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций».
10. EPR-NPP 2013, Measures to Protect the General Population in the Event of a Severe Accident in a Light-Water Reactor, IAEA, Vienna, 2013.
11. RS-G-1.8, Monitoring the Environment and Sources for Radiation Protection Purposes, IAEA, Vienna, 2016.
12. IAEA-TECDOC-1092/R, Guidelines for Monitoring Nuclear or Radiation Accidents, IAEA, Vienna, 2002.
13. GSR-3, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA, Vienna, 2014.

14. MU 2.6.5.008-2016, Radiation Situation Monitoring: General Requirements, FMBTs im. A.I. Burnazyana FMBA Rossii, 2016.
15. Арутюнян Р.В., Пантелеев В.А., Сегаль М.Д., Панченко С.В. Вероятностный анализ безопасности третьего уровня ВАБ-3 как этап повышения безопасности // Атомная энергия. 2017. Т. 123. Вып. 6. С. 344-349.
16. Пантелеев В.А., Сегаль М.Д., Пименов А.Е. Вероятностный анализ безопасности третьего уровня как средство поддержки принятия решений о размещении АЭС // Атомная энергия. 2021. Т. 130. Вып. 4. С. 188-192.
17. Пантелеев В.А., Сегаль М.Д., Гаврилов С.Л., Пименов А.Е., Попов Е.В., Мартынюк Ю.Н. Оптимизация функциональных возможностей быстроразворачиваемой АСКРО с использованием методов вероятностного анализа безопасности третьего уровня (ВАБ-3) // АНРИ. 2018. № 1(92). С. 40-52.
18. Пантелеев В.А., Попов Е.В., Гаврилов С.Л., Сегаль М.Д., Яковлев В.Ю., Мартынюк Ю.Н. Применение методов вероятностного анализа безопасности третьего уровня (ВАБ-3) ОИАЭ для оптимизации размещения постов радиационного контроля территориальных АСКРО // АНРИ. 2018. № 3(94). С. 48-45.
19. Пантелеев В.А., Сегаль М.Д., Попов Е.В., Гаврилов С.Л., Шикин С.А., Пименов А.Е. Территориальные АСКРО и перспективы использования вероятностного анализа безопасности третьего уровня (ВАБ-3) для оптимизации размещения постов контроля // Проблемы безопасности и чрезвычайных ситуаций. 2018. № 4. С. 66-79.
20. РБ-053-10. Положение о повышении точности прогностических оценок радиационных характеристик радиоактивного загрязнения окружающей среды и дозовых нагрузок на персонал и население. Утвержден приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 8 июня 2010 г. № 465. МТ 1.1.4.02.999.1720-2020. Размещение постов автоматизированной системы контроля радиационной обстановки вокруг атомных станций. Методика. Утверждена приказом АО «Концерн Росэнергоатом» от 02.10.2020 г. № 9/01/1533-П.
21. Елохин А.П. Принципы размещения датчиков мощности дозы вокруг АЭС // Атомная энергия. 1994. Т. 76. Вып. 3. С. 188-193.
22. Елохин А.П., Жилина М.В., Рау Д.Ф. Метод расстановки постов АСКРО для двух и более энергоблоков АЭС // Глобальная ядерная безопасность. 2012. № 1(2). С. 53-62.
23. Грицюк С.В., Яцало Б.И., Афанасьев Г.И., Пичугина И.А. Оптимизация структуры сети мониторинга радиоактивно загрязненных территорий с использованием многокритериальных генетических алгоритмов и нейронных сетей // Обнинск. Известия вузов. 2010. № 4.
24. R.I. Bakin, A.A. Kiselev, E.A. Plichev, A.M. Shvedov «A new approach for modeling pulse height spectra of gamma-ray detectors from passing radioactive cloud in a case of NPP accident», *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 54, issue 12, 2022, pp. 4715-4721, ISSN 1738-5733.
25. Federal Information Foundation for Traceability of Measurements: Information on Approved Types of Measuring Instruments [Electronic resource], Rosstandart, Moscow, 2017.
26. Попов Е.В., Пантелеев В.А., Сегаль М.Д., Гаврилов С.Л., Пименов А.Е. О планировании маршрутов передвижных радиометрических лабораторий при чрезвычайных ситуациях радиационного характера // Проблемы безопасности и чрезвычайных ситуаций. 2020. № 4. С. 44-53.

## Development and Improvement of Automated Radiation Monitoring Systems in the Regions of the Russian Federation

Gavrilov Sergei<sup>1</sup>, Panteleev Vladimir<sup>1</sup>, Pimenov Artem<sup>1</sup>, Segal Mihkael<sup>1</sup>, Yakovlev Vladislav<sup>1</sup>, Popov Evgeni<sup>2</sup>

<sup>1</sup> Nuclear safety institute of Russian academy of sciences, Moscow, Russia

<sup>2</sup> Federal state budgetary scientific institution «Federal Research Center «Nemchinovka», Odintsovo, Moscow region

**Abstract.** The paper focuses on the development of automated radiation monitoring systems in areas where nuclear facilities are located taking into account current conditions and risks of a radiation accident or incident involving a radiation factor. Possible ways of developing the structure and components of automated radiation monitoring systems are analyzed.

**Keywords:** RMS, Mobile Radiometric Laboratory, integrated monitoring system for the state of protection of the population, subsystem of radiation situation control, EGASMRO, Level 3 PSA, radiation monitoring, probabilistic safety assessment, emergency, radiation accident, monitoring, emergency response, decision-support system.

С.Л.Гаврилов (зав.отд.)<sup>1</sup>, В.А.Пантелеев (к.ф.-м.н., с.н.с.)<sup>1</sup>, А.Е.Пименов (с.н.с.)<sup>1</sup>, М.Д.Сегаль (д.т.н., в.н.с.)<sup>1</sup>, В.Ю.Яковлев (к.ф.-м.н., с.н.с.)<sup>1</sup>, Е.В.Попов (к.т.н., доцент, нач. отд.)<sup>2</sup>

<sup>1</sup> ФГБНУ «Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН», г. Москва

<sup>2</sup> ФГБНУ «Федеральный исследовательский центр «Немчиновка», г. Одинцово Московской обл.

# Определение чувствительности активного нейтронного метода при контроле содержания ядерно-опасных делящихся нуклидов в бочках с цементированными радиоактивными отходами

Работа посвящена экспериментальному определению чувствительности активного нейтронного метода определения содержания ядерно-опасных делящихся нуклидов (ЯОДН) в упаковках радиоактивных отходов в виде 200-л бочек, заполненных цементом. Результаты измерений позволили определить минимальную детектируемую массу ЯОДН в количестве 10 мг (по  $^{235}\text{U}$ ) при потоке импульсного нейтронного генератора  $5 \cdot 10^8$  н/с, длительности измерений 200 с и использовании двух модулей детектирования нейтронов на основе систем нейтронного мониторинга ТСРМ82.100 или ТСРМ82.300.

## **Ключевые слова:**

*радиоактивные отходы, ядерно-опасные делящиеся нуклиды, метод дифференциального затухания, импульсный нейтронный генератор, минимальная детектируемая масса.*

**Д.И.Юрков, О.А.Герасимчук,  
А.Ю.Пресняков, В.П.Тарасов,  
М.Д.Каретников, В.Ю.Дроздов,  
А.Д.Мазницин, В.Ф.Батяев**

ФГУП «ВНИИА им. Н.Л.Духова», г. Москва

**М.В.Батяева**

АО «ВНИИНМ», г. Москва

**Е.В.Беспала**

АО «ОДЦ УГР», г. Северск, Томская область

**Э.М.Никитин, А.Н.Рыбин,**

**Д.А.Семенов, А.И.Ермаков**

АО «ТВЭЛ», г. Москва

**Д.Ю.Байдаров**

ГК «Росатом», г. Москва

Перед передачей радиоактивных отходов (РАО) на захоронение Национальному оператору требуется подтверждение их соответствия установленным критериям приемлемости, перечень которых приведен в федеральных нормах и правилах НП-093-14 [1]. Одним из критериев приемлемости, направленным на обеспечение ядерной безопасности пункта захоронения РАО, является содержание в них ядерно-опасных делящихся нуклидов (ЯОДН) – прежде всего изотопов  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , а также других четно-нечетных изотопов урана и трансурановых элементов.

Достоверный контроль содержания ЯОДН в передаваемых на захоронение упаковках РАО с применением пассивных методов на базе гамма-спектрометрии невозможен, поскольку они не обеспечивают приемлемую точность и чувствительность измерений из-за низких квантовых выходов гамма-излучения ЯОДН, неверного учета самопоглощения их гамма-излучения в неомогенном материале РАО и высокого фона от других гамма-излучающих нуклидов, содержащихся в РАО.

В качестве альтернативных методов неразрушающего контроля содержания ЯОДН в упаковках РАО могут быть использованы

активные нейтронные методы, которые в различных модификациях давно применяются в научных исследованиях, контроле ядерных материалов [2,3] и нашли прикладное применение в каротаже урановых месторождений [4].

Одним из наиболее эффективных активных нейтронных методов для контроля делящихся нуклидов является метод дифференциального затухания, в основе которого лежит использование импульсного источника нейтронов с замедлителем (рис.1). В случае применения метода дифференциального затухания для контроля содержания ЯОДН в упаковках РАО в качестве замедлителя нейтронов выступает сам материал РАО и материал стенки контейнера. Замедленные до тепловых энергий нейтроны вызывают вынужденное деление ЯОДН в составе РАО, а образующиеся быстрые нейтроны деления регистрируются специальными детекторами на основе  $^3\text{He}$ -счетчиков, нечувствительными к фоновому гамма-излучению РАО. Размещение детекторов в кадмиевых чехлах делает их нечувствительными к тепловым нейтронам. Полученные в процессе измерений временные зависимости откликов детекторов позволяют разделить по времени регистрацию первичных

Схема обнаружения ЯОДН активным нейтронным методом (метод дифференциального затухания)

Временная зависимость отклика детектора нейтронов между импульсами ИНГ

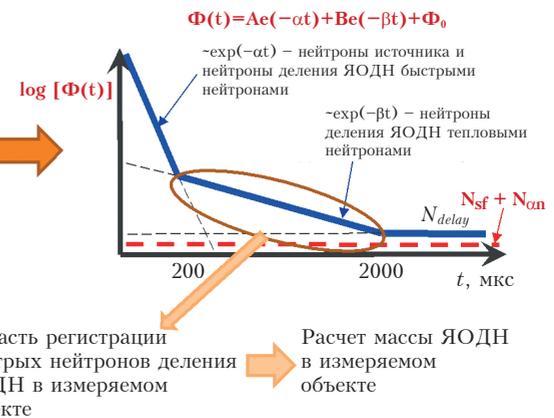
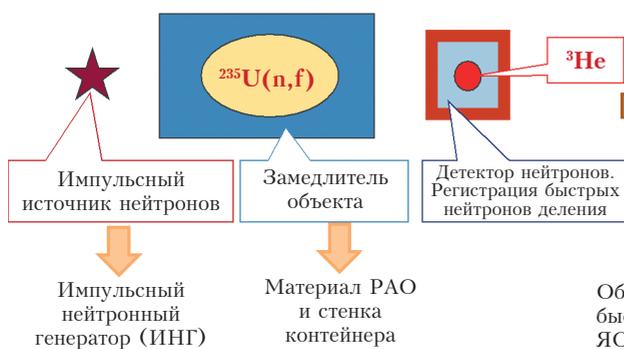


Рис.1. Принципиальная схема метода дифференциального затухания обнаружения ЯОДН в объектах контроля.

нейтронов от импульсного источника и мгновенных нейтронов деления, испускаемых при облучении ЯОДН. Повышенная скорость счета нейтронов в определенном временном окне свидетельствует о наличии ЯОДН в исследуемом объекте.

На основе метода дифференциального затухания в ФГУП «ВНИИА» [5] и в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» [6] разработаны опытные и лабораторные образцы установок для измерений содержания ЯОД в упаковках РАО. В качестве источника первичных нейтронов в разработанных установках использовался импульсный нейтронный генератор (ИНГ), испускающий нейтроны с энергией 14,1 МэВ. Однако оценка метрологических характеристик метода оказалось непростой задачей из-за высокой чувствительности результатов измерений к параметрам матрицы и упаковки РАО, а также к характеристикам стандартных образцов, используемых для проведения испытаний.

Получение метрологических характеристик метода дифференциального затухания для измерений содержания ЯОДН в упаковках РАО должно идти планомерно для матриц РАО различного состава и упаковок различного типа. В этой связи в качестве первого шага предлагается рассмотреть наиболее типичный случай размещения цементированных РАО в металлической бочке объемом 200 л. Данная работа посвящена определению чувствительности метода, характеризующейся минимальной детектируемой массой ЯОДН при их размещении в центре бочки.

### Описание лабораторной установки

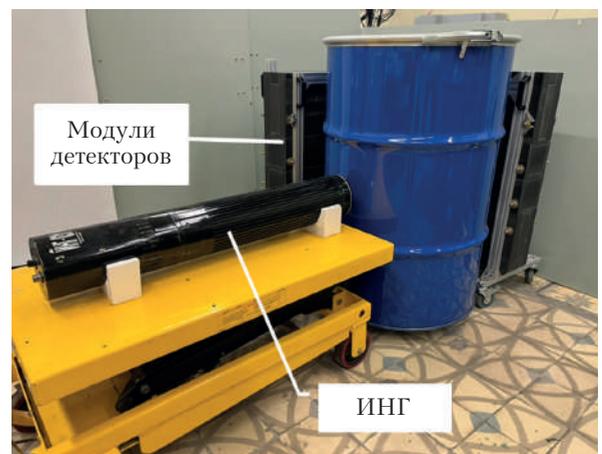
Для выполнения исследований метрологических характеристик использовали лабораторную установку для контроля ЯОДН в упаковках РАО активным нейтронным методом, которая имела модульное исполнение – состояла из отдельно расположенного

ИНГ и двух модулей детектирования нейтронов. ИНГ располагался перпендикулярно оси бочки напротив ее центра. Модули детектирования нейтронов располагались вокруг бочки под углами 180 и 90 градусов относительно ИНГ (рис.2).

Лабораторная установка для контроля ЯОДН в упаковках РАО была разработана на основе изделий, серийно выпускаемых в ФГУП «ВНИИА», включая:

1. Импульсный нейтронный генератор типа ИНГ-031 [8], работающий в следующем режиме: длительность нейтронного импульса – 1 мкс, частота следования импульсов – 12 Гц, поток нейтронов со средней энергией 14,1 МэВ –  $5 \cdot 10^8$  н/с;

2. Каждый модуль детектирования нейтронов включал системы нейтронного мониторинга типа ТСРМ82.100 (2 шт.) и ТСРМ82.300 (2 шт.). В состав каждой ТСРМ82.100 входят 3 счетчика медленных нейтронов типа «Смена-05» [9], в составе ТСРМ82.300 – 1 счетчик. Счетчики были обложены полиэтиленовым экраном для повышения их чувствительности к быстрым нейтронам. Помимо разного количества счетчиков системы ТСРМ82.100 и ТСРМ82.300 отличаются толщиной полиэтиленовых экранов вокруг счетчиков, которые

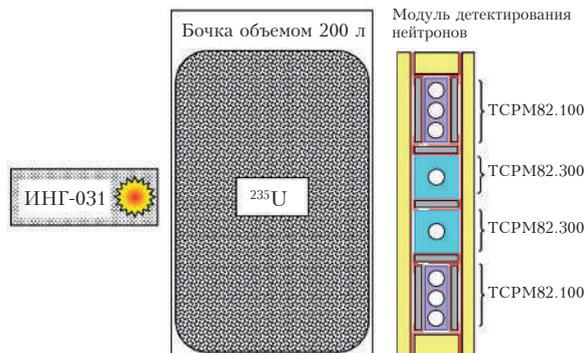


**Рис.2.** Вид лабораторной установки для контроля содержания ЯОДН в РАО, размещенных в бочках объемом 200 л.

нужны для повышения их чувствительности к быстрым нейтронам. У системы ТСРМ82.300 толщина полиэтиленового экрана примерно вдвое больше и выше чувствительность к нейтронам (в нормировке на один счетчик), однако среднее время реагирования при регистрации быстрых нейтронов примерно вдвое выше, чем у системы ТСРМ82.100 (около 50 мкс против 20 мкс). Ниже будет показано, как данные особенности конструкции детекторов нейтронов влияют на результаты измерений содержания ЯОДН. Схема лабораторной установки (вертикальный разрез) представлена рис.3.

### Проведение испытаний лабораторной установки

Для оценки метрологических характеристик измерений содержания ЯОДН лабораторной установкой был изготовлен объект-имитатор упаковки цементированных РАО в виде бочки. Конструкция образца-имитатора была изготовлена на основе стандартной металлической бочки объемом 200 л по ГОСТ 13950-91, заполненной специально обработанными блоками из пенобетона, имитирующими матрицу цементированных РАО. Для размещения образцов ЯОДН в блоках были сделаны сквозные вертикальные каналы (рис.4, слева).



**Рис.3.** Принципиальная схема (вертикальный разрез) лабораторной установки для контроля содержания ЯОДН в РАО, размещенных в бочках объемом 200 л.

В качестве имитаторов ЯОДН использовался набор из пяти образцов изотопного состава урана производства АО «УЭХК», содержащих 3 г урана с массовыми долями изотопа  $^{235}\text{U}$ , равными 0,199, 0,364, 0,698, 4,95 и 29,16% (рис.4, справа). Образцы изотопного состава урана аттестованы как государственные стандартные образцы (ГСО) [7]. Эффективные массы ЯОДН (от 6 до 540 мг  $^{235}\text{U}$ ), учитывающие поглощение тепловых нейтронов в объеме урана, были оценены для закиси-оксида урана в стандартных стеклянных флаконах с внутренним диаметром 20 мм.

При проведении испытаний образцы ЯОДН по очереди располагались в центральном канале



**Рис.4.** Вид блоков, имитирующих матрицу цементированных РАО (слева), и стандартные образцы содержания ЯОДН (справа).

матрицы образца-имитатора упаковки РАО на середине высоты. Измерения фона выполнялись для образца-имитатора упаковки РАО без внесения образцов ЯОДН. Длительность каждого замера составляла 200 с.

### Результаты испытаний

В результате каждого измерения были получены временные распределения скоростей счета импульсов, зарегистрированных детекторами нейтронов после нейтронного импульса ИНГ. На рис. 5 и 6 показаны примеры временных зависимостей откликов систем ТСРМ82.100 и ТСРМ82.300 в составе модуля детектирования нейтронов при различной массе ЯОДН ( $^{235}\text{U}$ ) в образце-имитаторе упаковки РАО.

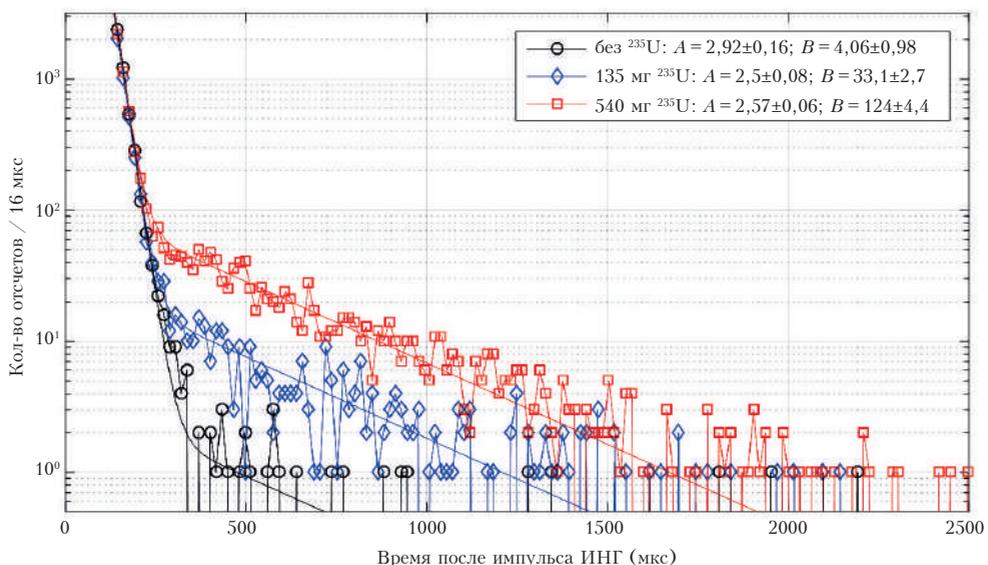
Представленные на рис. 5 и 6 временные зависимости скоростей счета  $C(t)$  состоят из двух частей с разными константами спада (декрементами затухания) и могут быть приближенно описаны в следующем алгебраическом виде:

$$C(t) = A \cdot \exp(-t/\tau_1) + B \cdot \exp(-t/\tau_2), \quad (1)$$

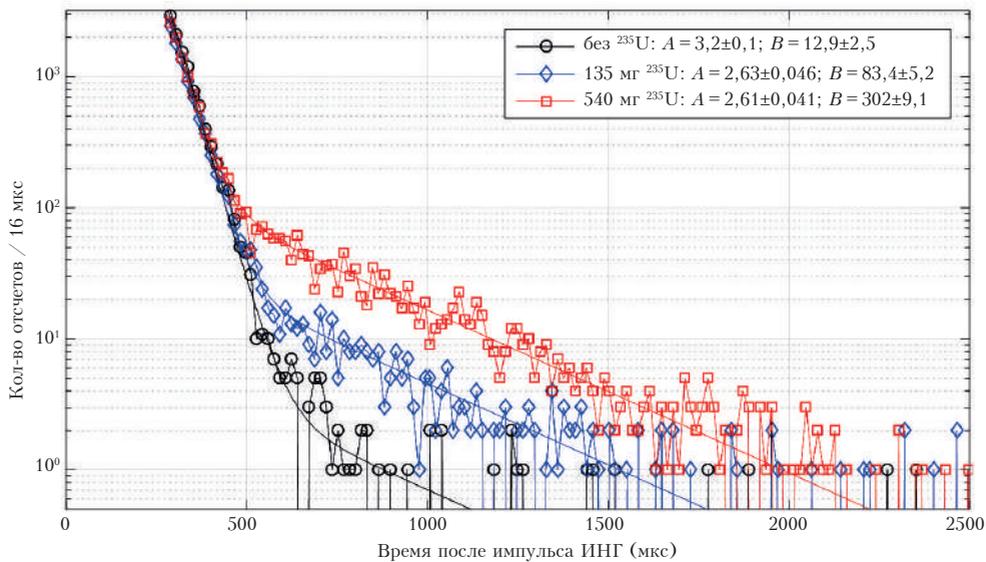
где:  $1/\tau_1$  и  $1/\tau_2$  – декременты затухания, которые физически соответствуют  $\tau_1$  и  $\tau_2$  – средним временам жизни тепловых нейтронов внутри модулей детектирования и внутри

упаковки РАО, соответственно. Среднее время жизни нейтронов внутри модулей детектирования  $\tau_1$  определяется, главным образом, размерами замедлителя вокруг счетчиков нейтронов и составляют около 20 мкс в случае системы ТСРМ82.100 и 50 мкс в случае системы ТСРМ82.300. Среднее время жизни тепловых нейтронов в центре упаковки РАО с используемой матрицей  $\tau_2$  оказалось равным  $370 \pm 20$  мкс. От соотношения величин  $\tau_1$  и  $\tau_2$  зависит момент начала появления проявления отклика от нейтронов деления ЯОДН во временных зависимостях скоростей счета;  $A$  – множитель, зависящий от потока ИНГ, конфигурации объекта и измерительной системы, эффективности регистрации нейтронов;  $B$  – множитель, который зависит от всех факторов, указанных для множителя  $A$ , и дополнительно от количества ЯОДН в объекте контроля.

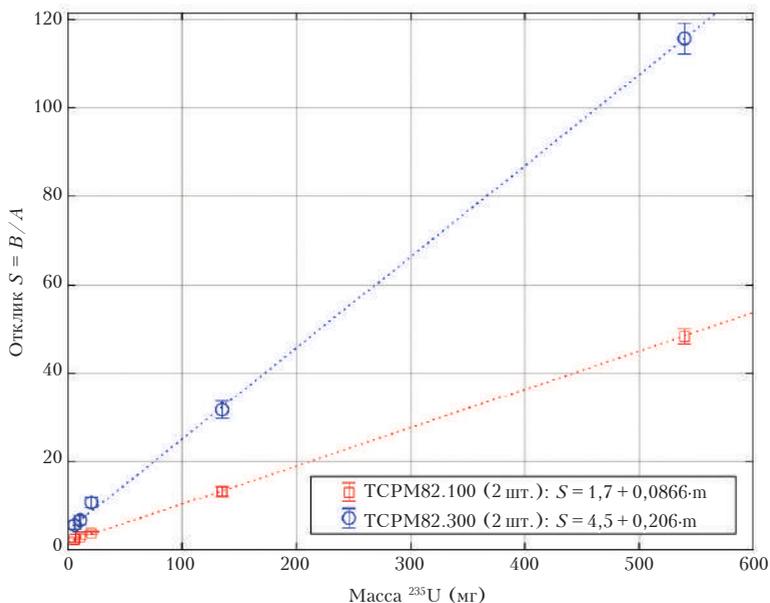
Соответственно, величина, равная отношению значений множителей  $A$  и  $B$ , в уравнении (1),  $S = B/A$ , должна определять отклик системы на внесение ЯОДН и напрямую зависеть от их количества.



**Рис. 5.** Примеры временных зависимостей откликов модуля детектирования нейтронов на базе системы ТСРМ82.100 при размещении ЯОДН в центре образца-имитатора упаковки РАО.



**Рис.6.** Примеры временных зависимостей откликов модуля детектирования нейтронов на базе системы ТСРМ82.300 при размещении ЯОДН в центре образца-имитатора упаковки РАО.



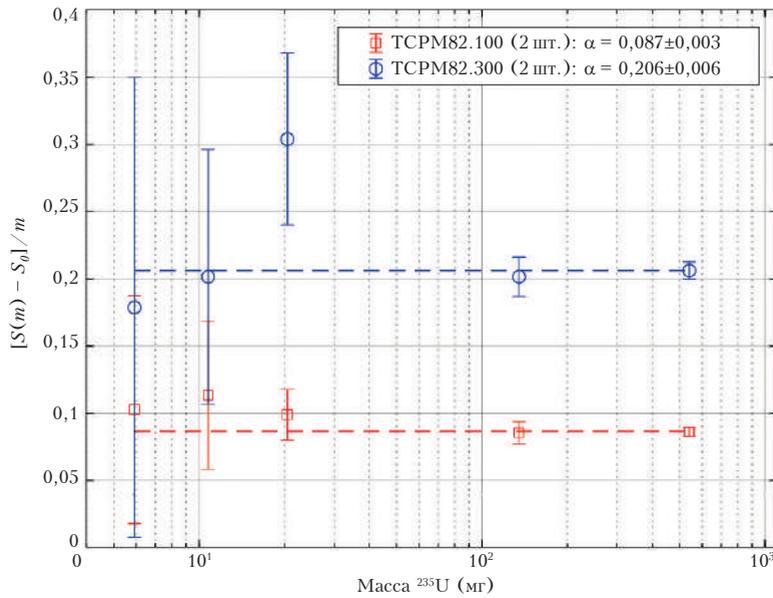
**Рис.7.** Зависимость откликов систем ТСРМ82.100 и ТСРМ82.300 ( $S = B/A$ ) от массы  $^{235}\text{U}$  в образце-имитаторе упаковки РАО.

Для подтверждения данной гипотезы были получены значения откликов систем ТСРМ82.100 и ТСРМ82.300 ( $S = B/A$ ) в зависимости от массы  $^{235}\text{U}$  ( $m$ ), загруженного в образец-имитатор упаковки РАО (рис.7). Анализ полученных результатов показывает, что отклики систем ТСРМ82.100 и ТСРМ82.300 линейно зависят от массы ЯОДН:

$$S = S_0 + \alpha m, \quad (2)$$

где:  $S_0$  – отклик детекторов при измерении фона;  $\alpha$  – коэффициент пропорциональности,  $\text{мг}^{-1}$ .

Данная гипотеза подтверждается определением коэффициентов  $\alpha$  в уравнении (2) как отношений откликов детекторов нейтронов  $S$  за вычетом фоновых значений  $S_0$  к массе  $m$  ЯОДН в образце-имитаторе упаковки РАО:



**Рис.8.** Зависимости коэффициентов  $\alpha$  для систем ТСРМ82.100 и ТСРМ82.300 от массы  $^{235}\text{U}$  в образце-имитаторе упаковки РАО.

$$\alpha = \frac{S - S_0}{m} \quad (3)$$

На рис.8 показаны зависимости значений коэффициентов  $\alpha$  в уравнении (2) от массы  $^{235}\text{U}$  в образце-имитаторе упаковки РАО для систем ТСРМ82.100 и ТСРМ82.300. Как видим, эти коэффициенты являются постоянными. Статистические погрешности откликов детекторов нейтронов  $\Delta S$  достаточно хорошо описываются уравнением:

$$\Delta S = \beta \cdot \sqrt{S}, \quad (4)$$

в котором фактор  $\beta$  практически постоянен при небольших, менее 100 мг, массах ЯОДН (рис.9). Снижение значений фактора  $\beta$  в области больших масс обусловлено снижением статистической погрешности определения параметра  $B$  уравнения (1) за счет смещения влево момента начала проявления отклика от нейтронов деления ЯОДН во временных зависимостях скоростей счета (рис. 5 и 6).

### Минимальная детектируемая масса ЯОДН

Полученные зависимости откликов детекторов от массы ЯОДН и значения их коэф-

фициентов в уравнениях (2) и (4) позволяют определить значение минимальной детектируемой массы (МДМ) ЯОДН ( $M_0$ ), которая удовлетворяет условию:

$$S(M_0) = S_0 + Q \cdot \Delta S(m \rightarrow 0), \quad (5)$$

где:  $Q$  – квантиль обнаружения;  $\Delta S(m \rightarrow 0)$  – погрешность отклика детектора нейтронов при массе ЯОДН в упаковке РАО, стремящейся к нулю.

Подставляя формулы (2) и (4) в формулу (5) получаем уравнение:

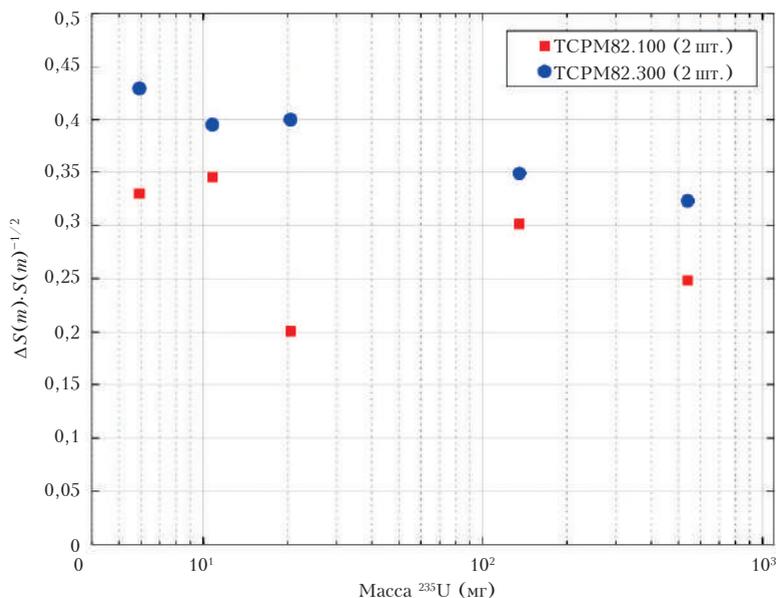
$$\alpha \cdot M_0 = Q \cdot \beta \cdot \sqrt{S_0}, \quad (6)$$

из которого можно получить значение МДМ ЯОДН в упаковке РАО:

$$M_0 = Q \cdot \frac{\beta}{\alpha} \cdot \sqrt{S_0}. \quad (7)$$

Значения параметров  $\alpha$ ,  $\beta$  и  $S_0$  в уравнении (7), определенные по результатам испытаний лабораторной установки для контроля содержания ЯОДН в РАО, размещенных в бочках объемом 200 л, представлены в табл.1.

Результаты, представленные на рис. 8, 9 и в табл.1, позволяют оценить МДМ ЯОДН в цементированных РАО, размещенных в бочках объемом 200 л, при заданной эксперимен-



**Рис.9.** Зависимости фактора  $\beta = \Delta S/\sqrt{S}$  для систем ТСПМ82.100 и ТСПМ82.300 от массы  $^{235}\text{U}$  в образце-имитаторе упаковки РАО.

тальной конфигурации лабораторной установки (поток нейтронов ИНГ  $5 \cdot 10^8$  н/с, длительность замера 200 с, два модуля детектирования нейтронов на основе систем ТСПМ82.100 или ТСПМ82.300), на уровне 10 мг (по  $^{235}\text{U}$ ) при минимальном квантиле обнаружения  $Q$ , равным 2. Более высокие значения квантилей обнаружения соответствуют обнаружению с лучшими соотношениями вероятностей пропуска и ложных обнаружений, а также уровням минимальной измеряемой массы ЯОДН с заданной потребителем погрешностью.

### Выводы

Полученные при испытаниях лабораторной установки результаты подтверждают техническую возможность контроля содержания ЯОДН в упаковках цементированных РАО активным нейтронным методом с использованием серийно выпускаемой продукции ФГУП «ВНИИА им. Н.Л. Духова». Чувствительность активного нейтронного метода при контроле содержания ЯОДН в цементированных РАО, размещенных в бочках объемом 200 л, определенная как МДМ ЯОДН,

**Табл.1.** Результаты определения значений параметров  $\alpha$ ,  $\beta$  и  $S_0$  и их соотношения при испытании лабораторной установки.

№	Параметр	Детектор нейтронов	
		ТСПМ82.100	ТСПМ82.300
1	$S_0$	$1,7 \pm 0,2$	$4,5 \pm 0,6$
2	$\alpha$ , мг <sup>-1</sup>	$0,0866 \pm 0,0029$	$0,206 \pm 0,006$
3	$\beta$ при $m \rightarrow 0$	$0,33 \pm 0,03$	$0,43 \pm 0,04$
4	$\frac{M_0}{Q} = \frac{\beta}{\alpha} \cdot \sqrt{S_0}$ , мг	$5,0 \pm 0,6$	$4,4 \pm 0,5$

составляет около 10 мг (по  $^{235}\text{U}$ ) при потоке нейтронов ИНГ  $5 \cdot 10^8$  н/с, длительности измерений 200 с и использовании двух модулей детектирования нейтронов на основе систем ТСРМ82.100 или ТСРМ82.300.

Результаты проведенных испытаний (табл.1) показывают, что при использовании модулей детектирования нейтронов на основе систем ТСРМ82.300 значения  $M_0/Q$  и, соответственно, значения МДМ ЯОДН примерно на 10% ниже аналогичных значений для модулей детектирования нейтронов на основе систем ТСРМ82.100. Однако окончательные выводы о предпочтении того или иного исполнения модулей детектирования нейтронов в установке для контроля содержания ЯОДН в упаковках РАО могут быть сделаны только после учета:

- геометрии расположения модулей детектирования нейтронов относительно источника вторичных нейтронов – контролируемой упаковки РАО (разница примерно на 15% в средней дистанции до имитатора ЯОДН);

- результатов испытаний при наполнении образцов-имитаторов упаковок РАО матрицей иной морфологии, в которой время жизни нейтронов будет ниже, чем в бетонной матрице, используемой в представленном эксперименте. В таком случае система ТСРМ82.100 может иметь преимущество за счет малого времени реагирования  $\tau_1$ .

В этой связи работы по испытаниям лабораторной установки для контроля содержания ЯОДН в упаковках РАО будут продолжены с матрицами РАО другой морфологии, включая органические материалы и металл. Также необходимо расширить перечень испытаний, включив в него измерения с альтернативным размещением образцов ЯОДН внутри объема матрицы объекта-имитатора упаковки РАО как по высоте, так и по дистанции от центральной оси бочки.

## Литература

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» (НП-093-14). Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 декабря 2014. С. 572.
2. Справочник по методам измерений ядерных материалов. Под ред. Д.Роджерса. Пер. с англ. М.: «Издательство БИНОМ», 2009.
3. Фролов В.В. Ядерно-физические методы контроля делящихся веществ. М.: Энергоатомиздат, 1989.
4. Клигер К.Г., Полканов Ю.Г., Титов И.А. Разработка и создание каротажной аппаратуры для прямых определений урана в скважинах месторождений, обрабатываемых способом подземного выщелачивания // Каротажник. 2024. Вып. № 328. С. 28.
5. Батяев В.Ф., Бочкарев О.В., Складов С.В., Ромоданов В.Л., Черникова Д.Н. Контроль делящихся и матричных материалов в закрытых контейнерах с помощью импульсных источников нейтронов // Атомная Энергия. 2013. Т. 115. Вып. 2. С. 99-104.
6. Бежунов Г.М., Рыков Н.С., Рязанов Б.Г. Разработка малогабаритной импульсной нейтронной системы измерения массы делящихся нуклидов в твердых радиоактивных отходах // ВАНТ. 2021. Серия: Ядерно-реакторные константы. Вып. 3.
7. Государственные стандартные образцы изотопного состава урана. Каталог. АО «УЭХК», URL: <http://www.ueir.ru> (дата обращения: 6.08.2025).

8. Нейтронные генераторы для элементного состава веществ и материалов. ФГУП «ВНИИА им. Н.Л. Духова». URL: <https://www.vniia.ru/> (дата обращения: 6.08.2025).
9. Счетчики медленных нейтронов «Смена», ФГУП «ПО «Маяк». URL: <https://www.po-mayak.ru> (дата обращения: 8.08.2025).

## Determination of the Sensitivity of the Active Neutron Method for Monitoring the Content of Nuclear-Hazardous Fissile Nuclides in Barrels with Cemented Radioactive Waste

Yurkov Dmitry, Gerasimchuk Oleg, Presnyakov Alexey, Tarasov Viacheslav, Karetnikov Maxim, Drozdov Vladimir, Maznitsin Anton, Batyaev Viacheslav (FSUE «N.L. Dukhov Research Automatics Institute» (VNIIA), Moscow, Russia)

Batyaeva Mariia (JSC «A.A. Bochvar High-Technology Research Institute of Inorganic Materials» VNIINM, Moscow, Russia)

Bespala Evgenii (Experimental Demonstration Center for Decommissioning of uranium-graphite reactors «PDC UGR» JSC, Seversk, Russia)

Nikitin Eduard, Rybin Alexei, Semenov Dmitrii, Ermakov Alexander (TVEL Fuel Company of Rosatom Corporation, Moscow, Russia)

Baidarov Dmitrii (Rosatom Corporation, Moscow, Russia)

**Abstract.** The work is devoted to the experimental determination of the sensitivity of the active neutron method for determining the content of nuclear-hazardous fissile nuclides (FN) in radioactive waste packages in the form of 200-liter barrels filled with cement. The measurement results made it possible to determine the minimum detectable mass of FN in the amount of 10 mg (for  $^{235}\text{U}$ ) at a pulsed neutron generator flux of  $5 \cdot 10^8$  n/s, a measurement duration of 200 s and the use of two neutron detection modules based on the neutron monitoring systems TSRM82.100 or TSRM82.300.

**Keywords:** radioactive waste, nuclear-hazardous fissile nuclides, differential die-away technique, pulsed neutron generator, minimum detectable mass.

Д.И.Юрков (д.т.н., доцент, зам. директора, первый зам. гл. констр.), О.А.Герасимчук (к.т.н., зам. гл. констр., зам. рук. НПП, нач. отд.), А.Ю.Пресняков (нач. НИО), В.П.Тарасов (нач. лаб.), М.Д.Каретников (д.ф.-м.н., вед.н.с.), В.Ю.Дроздов (гл. спец.), А.Д.Мазницин (инж.-програм.), В.Ф.Батяев (к.ф.-м.н., нач. лаб.) – ФГУП «ВНИИА им. Н.Л.Духова», г.Москва

М.В.Батяева (к.ф.-м.н., нач. отд.) – АО «ВНИИНМ», г.Москва

Е.В.Беспала (к.ф.-м.н., зам. ген. директора) – АО «ОДЦ УГР», Северск, Томская область

Э.М.Никитин (директор по выводу из экспл.), А.Н.Рыбин (рук. гр.), Д.А.Семенов (нач. управл.), А.И.Ермаков (к.х.н., гл. эксп.) – АО «ТВЭЛ», г.Москва

Д.Ю.Байдаров (к.юр.н., директор Департ.) – ГК «Росатом», г.Москва

Контакты: +7 (495) 795-00-09; [presnyakov\\_aleks@mail.ru](mailto:presnyakov_aleks@mail.ru), [Dmitry\\_yurkov@mail.ru](mailto:Dmitry_yurkov@mail.ru)

# ППСР-2025

А.Н.Мартынюк (НПП «Доза», г. Зеленоград)

Очередное, XVII Международное совещание «Проблемы прикладной спектрометрии и радиометрии» им. В. Н. Даниленко прошло в середине октября в Санкт-Петербурге. Это событие всегда вызывает интерес редакции, поскольку Совещание является одной из немногих площадок для выступлений и дискуссий производителей оборудования радиационного контроля и программных продуктов. Впрочем, за последние годы тематика докладов значительно расширилась, включив в себя также вопросы метрологии, дозиметрии, ядерной медицины, экологии, материаловедения и, разумеется, импортозамещения.



Фото Алексея Киселёва

На этот раз в работе Совещания, программа которого включала почти 50 докладов, приняло участие более ста человек из 45 организаций. Прямую трансляцию заседаний в течение четырех дней посмотрели около двух тысяч зрителей, что говорит о большом интересе к поднимаемым темам и растущей значимости совещания для профессионального сообщества. Особенно отрандно констатировать возросшую активность предприятий Росатома – в Совещании приняли участие представители АО РАСУ, АО СНИИП и ряда других организаций Госкорпорации.

Что же, проблем у прикладной спектрометрии и радиометрии действительно хватает. Помимо скудного финансирования науки и дефицита молодых кадров, резко обострились вопросы импорта качественного оборудования, включая комплектующие и детекторы. Как аккуратно называли это докладчики, «после февраля 2022-го года» в стране сложилась новая ситуация, и теперь сама жизнь требует срочной разработки и производства изделий, с которыми раньше не было никаких проблем. Отчасти с этим готовы помогать китайские товарищи (не зря же на Совещании присутствовал стенд компании «Hangzhou Yong Hee Photonics Co., Ltd»), но и они могут далеко не все, да и санкционная удавка затягивается все туже. Как отметил в своем

выступлении гендиректор АО «РИТВЕРЦ» А. Б. Рогозов, «вакуум, который образовался после ухода западных компаний, необходимо заполнять быстро и уверенно, иначе отечественная промышленность начнет разрушаться». Увы, приходится признать, что, несмотря на бодрые уверения ряда докладчиков, за прошедшие три с половиной года вакуум заполнялся не слишком быстро.

С другой стороны, новые условия, когда надеяться особо не на кого, открывают перед отечественными разработчиками возможность выйти на внутренний рынок с импортозамещающими продуктами, развить собственные компетенции и занять достойное место среди производителей. Кое-что в этом направлении, конечно, делается. Так, та же компания «РИТВЕРЦ» разработала достойный аналог линейных радионуклидных источников на основе Со-60 для контроля уровня расплава в металлургии.



*Сергей Владимирович Сэпман убеждает аудиторию в пользу стандартных образцов.*  
Фото Алексея Киселёва



*Реакция на перспективы импортозамещения была неоднозначной.*  
Фото Алексея Киселева

Группа разработчиков из ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова» и АО «ИФТП» представила доклад «Разработка и исследование характеристик отечественного устройства детектирования гамма-излучения на основе прецизионного германиевого блока детектирования с системой электроохлаждения». Правда, это устройство пока по ряду параметров изрядно уступает той же Canberra, да и самих кристаллов из особо чистого германия в стране, увы, не производят, но это хоть какое-то движение со дна технологической ямы. Что же касается темы выращивания кристаллов HPGe, то тут отечественных потребителей порадовать пока нечем: АО «ИФТП» представило доклад «Влияние дефектов в монокристаллах германия на скорость дрейфа лития», из которого следует, что, по сути, и существовавшую в СССР технологию изготовления Ge-Li детекторов надо возрождать чуть ли не с нуля, а это долгий и непростой путь. Чтобы как-то подсластить сказанное, отмечу, что в целом в областях, где мы не упираемся в недоступные технологии, заметного отставания от западных производителей приборов радиационного контроля пока не наблюдается – сказывается бум в этой области, начавшийся в России после Чернобыля и поддержанный быстрым последующим ростом атомной отрасли.

Как и на предыдущем Советании, много внимания было уделено вопросам метрологии. Из пяти представленных на эту тему докладов хочется отметить выступление С. В. Сэпмана (ФГУП ВНИИМ им. Д. И. Менделеева) о перспективах метрологического обеспечения измерений активности радионуклидов. В частности, в связи с исключением из Государственной пове-

рочной схемы эталонных растворов возникла необходимость введения в нее стандартных образцов, что требует адаптации огромного массива нормативных документов и вызывает ряд тонких, но важных вопросов (подробнее на эту тему см. статью Т. И. Шильниковой и др. в этом же номере «АНРИ»).

Традиционно, целую серию докладов подготовила компания УП «Атомтех», от которой на Совещании присутствовало сразу восемь специалистов. На этот раз «Атомтех», бессменно возглавляемый В. А. Кожемякиным уже более трех десятилетий, представил семь докладов разнообразной тематики: от новых поверочных установок до погружных спектрометров. «Атомтех» заслуженно остается одной из ведущих компаний в области ядерного приборостроения и является безусловным лидером по части экспорта продукции в страны дальнего зарубежья.

Не обошлось Совещание и без новомодной темы использования нейронных сетей. С докладом «Идентификация гамма-излучающих нуклидов на основе машинного обучения» выступил И. С. Бредихин (ООО «Гамматек»). И пусть пока готового программного продукта с использованием искусственного интеллекта не предложено, представленные данные показывают, что в сочетании с методом Монте-Карло и традиционными методами обработки спектров применение нейронных сетей имеет отличные перспективы.

Тема кадров волнует всех участников совещания, и ООО «ЛСРМ» представило доклад «Применение программного обеспечения ООО «ЛСРМ» в образовательном процессе», в ходе которого было предложено несколько готовых решений для подготовки специалистов в области спектрометрии ионизирующих излучений. Запомнилось также выступление А. И. Вахниной (МИФИ), рассказавшей о разработке (совместно с АО «РИТВЕРЦ») учебного спектрометрического набора RadLab для практического изучения явления радиоактивности, предназначенного для студентов и старших школьников.

На моей памяти это, кажется, первая инициатива подобного рода, направленная на формирование интереса молодежи к ядерной физике, и хочется пожелать ей удачи.

Из других впечатлений отмечу интересный доклад С. А. Рыжова (НМИЦ ДГОИ им. Дмитрия Рогачева), посвященный результатам межклинического сравнения дозкалибраторов. Если коротко, результаты эти показывают значительные расхождения как между разными медицинскими центрами, так и внутри одного центра, обусловленные приборными, метрологическими и организационными факторами.



*Два директора – два взгляда на перспективы (Ф. Н. Шикаленко, НТЦ «РАДЭК» и В. А. Кожемякин, УП «АТОМТЕХ»).*

*Фото Алексея Киселёва*



*Китайским партнерам было что показать.*

*Фото Алексея Киселёва*



*Есть надежда, что спектрометрические учебные наборы для практического изучения явления радиоактивности RadLab помогут найти новых Резерфордов и Курчатовых.*

*Фото Алексея Киселёва*

будет перенесено на год раньше, чтобы не пересекаться с конференцией «Ядерное приборостроение. Актуальные вопросы разработки, производства и эксплуатации. Метрология ионизирующих излучений», которая также проводится осенью по нечетным годам. Организатором XVIII Совещания выступит ООО «ЛСРМ», а проходить оно будет в Москве. Приезжайте, будет интересно!

Вообще, ядерная медицина, бурно развивающаяся в настоящее время, была в центре целого ряда докладов и вполне заслуживает создания отдельной секции.

В заключение хочу сказать несколько теплых слов об организаторах Совещания, которыми на этот раз выступили АО «РИТВЕРЦ» (С-Петербург), ООО «ЛСРМ» (Зеленоград) и Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого. Они сработали четко, прекрасно справившись с многочисленными трудностями и разнообразив программу экскурсиями и культурными мероприятиями.

Следующее Совещание первоначально намечалось на осень 2027 года, но, возможно,



НПП ДОЗА

# ДКГ-09Д

## «ЧИЖ»



Высокочувствительный дозиметр  
гамма и рентгеновского излучения  
на основе сцинтилляционного  
детектора CsI(Tl)



Тел: +7 (495) 777 84 85  
Факс: +7 (495) 742 50 84



info@doza.ru  
www.doza.ru



# АСКРО



## АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ

непрерывный мониторинг радиационной обстановки в заданных точках радиационных объектов с передачей данных по УКВ радиочастотному каналу и/или сети GSM/GPRS

### НАЗНАЧЕНИЕ:

- радиационный контроль:
  - промплощадки атомных станций и других радиационных объектов;
  - окружающей среды санитарно-защитных зон и зон наблюдения;
- создание автоматизированной системы контроля радиационной обстановки территорий, санитарно-защитных зон и зон наблюдения радиационно-опасных объектов;
- создание ситуационно-кризисных центров предприятий и регионов.

[www.doza.ru](http://www.doza.ru)

