

**Тезисы докладов XVI Международного совещания  
«Проблемы прикладной спектromетрии и радиометрии» им. В.Н.Даниленко  
16 - 18 октября 2023 г.  
г. Москва**

В сборнике опубликованы тезисы докладов, представленных на Международном совещании «Проблемы прикладной спектromетрии и радиометрии» им. В.Н.Даниленко (ППСР-2023), г. Москва, 16 - 18 октября 2023 года.

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

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

Москва

2023

## Оглавление

<b>Сличение лабораторий индивидуального дозиметрического контроля АЭС .....</b>	<b>6</b>
<i>Алексеев А.Г., Пикалов В.А.</i>	
<b>Развитие метода НТР для кривой термовысвечивания ТЛД при дозиметрии сильноионизирующего излучения .....</b>	<b>11</b>
<i>Алексеев А. Г., Васильева А. Г., Пикалов В. А., Суманеев О. В., Кирюхин О.В.</i>	
<b>Разработка аппаратно-программного комплекса для контроля содержания ядерно- опасных делящихся нуклидов в упаковках негомогенных радиоактивных отходов .....</b>	<b>15</b>
<i>Батяева М.В., Булгаков И.С., Варлаков А.П., Германов А.В.</i>	
<b>Методика определения контролируемого флюенса нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ.....</b>	<b>18</b>
<i>Белозерова А.Р., Павлов В.В., Енин С.А., Чернышева Т.И.</i>	
<b>Оценка возможности использования медицинских линейных ускорителей электронов в качестве источника поля импульсного фотонного излучения для калибровки дозиметрического оборудования.....</b>	<b>20</b>
<i>Богдан М.А., Загороднюк А.А., Лазаренко С.В., Тараев А.Ю.</i>	
<b>О повышении квалификации специалистов по спектрометрии и радиометрии в Санкт- Петербургском филиале АНО ДПО «Техническая академия Росатома».....</b>	<b>22</b>
<i>Бомбин Р. Н.</i>	
<b>К вопросу о применении приборов радиационного контроля для измерения мощности эквивалентной дозы объектов таможенного контроля с повышенным уровнем ионизирующего излучения.....</b>	<b>25</b>
<i>Борисенко А.В., Чубов Ю.В., Берлова Н.В.</i>	
<b>Демонстрационные источники для изучения явления радиоактивности.....</b>	<b>27</b>
<i>Бурьяненко И.В., Rogozev A. B.</i>	
<b>Современные портативные системы для получения гамма-изображений и их необходимость при проведении характеризации, вывода из эксплуатации и реабилитации ядерно-опасных объектов .....</b>	<b>28</b>
<i>Волкович А.Г., Степанов В.Е., Иванов О.П., Потапов В.Н.</i>	
<b>Запасающие люминофоры на основе боратов: термическая или оптическая стимуляция.....</b>	<b>30</b>
<i>Данилкин М.И., Селюков А.С., Захарчук И.А.</i>	
<b>Использование спектрометрических комплексов СКС-07П в радиационном и технологическом контроле ядерных установок и АЭС.....</b>	<b>31</b>
<i>Ельцин В.Ф., Скакун Г.Е., Чураков А.К., Ермак М.Г.</i>	
<b>Возможность использования цератов кальция, стронция и бария в качестве сцинтилляторов для регистрации ионизирующих излучений.....</b>	<b>33</b>
<i>Захарчук И.А., Осадченко А.В, Данилкин М.И., Селюков А.С., Дайбаге Д.С., Амброзевич С.А., Шутов А.В</i>	

<b>О необходимости учебно-методических центров по характеристике, выводу из эксплуатации и реабилитации ядерно-опасных объектов на базе организаций, имеющих успешный опыт указанных работ.....</b>	<b>34</b>
<i>Степанов В. Е. , Иванов О. П. , Потапов В. Н.</i>	
<b>Контроль качества при измерении гамма-излучающих радионуклидов в упаковках отходов различной геометрии.....</b>	<b>36</b>
<i>Плисов В.В., <u>Ивлиев М.В.</u>, Чаузова М.В.</i>	
<b>SiPM – ретроспектива: история появления, этапы развития, характеристики и ограничения применения на практике.....</b>	<b>38</b>
<i>Бужан П.Ж., <u>Каракаш А.И.</u>, Тверовский Ю.Л.</i>	
<b>Использование метода меченых нейтронов для прикладных и фундаментальных ядерно-физических исследований.....</b>	<b>43</b>
<i>Батяев В.Ф., Беличенко С.Г., <u>Каретников М. Д.</u>, Мазницин А.Д., Пресняков А.Ю.</i>	
<b>Проект единой информационной системы радиационного загрязнения окружающей среды на примере Российского лесного хозяйства.....</b>	<b>44</b>
<i><u>Карпов А. Д.</u>, Лебедев А.Г., Раздайводин А. Н.</i>	
<b>Имитация объемных мер активности источниками закрытого типа на спектрометре МКС-АТ1315 при проведении поверки .....</b>	<b>48</b>
<i>Кийко А.А., Семерикова В.В.</i>	
<b>Новые разработки ООО «ЛСРМ» в области программного обеспечения для ядерной спектрометрии .....</b>	<b>49</b>
<i>Демина Н.С., <u>Ковальский Е.А.</u>, Кувыкин И.В., Пономаренко Р.А., Соловьева С.Л., Трохан А.А., Фесенко В.Н.</i>	
<b>Исторический опыт и современное состояние аппаратуры дистанционного радиационного контроля для пилотируемых и беспилотных летательных аппаратов ..</b>	<b>51</b>
<i>Кожмякин В.А.</i>	
<b>Расчёт активности линейного источника для уровнемера.....</b>	<b>52</b>
<i><u>Копылов А.В.</u>, Бурьяненко И.В.</i>	
<b>Проблемы метрологического обеспечения измерений активности «чистых» бета-излучающих радионуклидов.....</b>	<b>54</b>
<i><u>Коростин С.В.</u>, Сень А.В.</i>	
<b>Новые возможности программного обеспечения ООО ЛСРМ для моделирования испускания и поглощения гамма-излучения .....</b>	<b>55</b>
<i>Дёмина Н.С., <u>Кувыкин И.В.</u>, Бирюков Д.А., Соловьева С.Л., Ковальский Е.А.</i>	
<b>Анализ ультранизких концентраций актинидов (Pu, Np, Am) и продуктов деления (Tc, I) в окружающей среде .....</b>	<b>56</b>
<i>Кузьменкова Н.В., Рожкова А.К.</i>	
<b>Использование нейтронных методов анализа в промышленности при добыче и переработке минерального сырья. ....</b>	<b>58</b>
<i>Гжибовский Н.Э., Гольцев М.А., Жуков М.Н., <u>Лайкин А.И.</u>, Ольшанский Ю.И., Челядинов Д.А.</i>	

<b>Новые методы контроля временных характеристик быстродействующих сцинтилляторов.....</b>	<b>59</b>
<i>В.Б.Лебедев, П.А.Тараканов, А.В. Конященков, Смирнов А.А.</i>	
<b>SiLi детекторы ионизирующих излучений. Перспективы применения в аппаратуре радиационного контроля.....</b>	<b>60</b>
<i>Лихачёв Г.М., Летов А.Г., Газизов И.М.</i>	
<b>Детекторы на основе германия для гамма-спектрометров и спектрометрических комплексов.....</b>	<b>61</b>
<i>Лихачёв Г.М., Летов А.Г., Газизов И.М.</i>	
<b>Квазишаблонный метод бета-спектрометрии .....</b>	<b>62</b>
<i>Ломов А.А.</i>	
<b>Развитие метрологической базы ГУ «УзНИМ» для калибровки и поверки аппаратуры радиационного контроля .....</b>	<b>63</b>
<i>Лукашевич Р.В., Таубалдиев А.А., Исматуллаев Ш. Х.</i>	
<b>Гамма-спектрометрический комплекс на основе ксеноновой ионизационной камеры для роботизированной платформы .....</b>	<b>64</b>
<i>Маджидов А.И., Дмитренко В.В., Улин С.Е., Власик К.Ф., Грачев В.М., Егоров Р.Р., Кривова К.В., Утешев З.М., Чернышева И.В., Шустов А.Е.</i>	
<b>Жидкосцинтилляционная спектрометрия. Современное состояние.....</b>	<b>66</b>
<i>Малиновский С.В., Каширин И.А.</i>	
<b>Радиационный мониторинг в районе расположения плавучей атомной теплоэлектростанции «Академик Ломоносов» .....</b>	<b>67</b>
<i>А.А. Екидин, Е.И. Назаров, К.Л. Антонов</i>	
<b>Термолюминесцентные монокристаллические детекторы фотонного излучения ДТГ-4: 40 лет выпуска и применения .....</b>	<b>68</b>
<i>Непомнящих А.И., Ивашечкин В.Ф.</i>	
<b>Спектрометрическое и радиометрическое оборудование для контроля медицинских радионуклидов .....</b>	<b>70</b>
<i>Ничипорчук А.О., Толкачев А.Н., Семерикова В.В., Оболонский Д.И.</i>	
<b>Терминологические различия международных и российских стандартов. ....</b>	<b>72</b>
<i>Шумов С.А., Любченко Е.Ю., Нурлыбаев К., Цой Н.В.</i>	
<b>Погружные средства радиационного контроля .....</b>	<b>73</b>
<i>Лебедев С.В., Лебедева Т.Г., Пономаренко А.В., Пономаренко Р.А.</i>	
<b>Передвижные лаборатории радиационного контроля. ....</b>	<b>74</b>
<i>Лебедев С.В., Лебедева Т.Г., Пономаренко А.В., Пономаренко Р.А.</i>	
<b>Российские средства радиационного контроля альфа, бета, гамма – излучений. ....</b>	<b>76</b>
<i>Лебедев С.В., Лебедева Т.Г., Пономаренко А.В., Пономаренко Р.А.</i>	
<b>Установки паспортизации радиоактивных отходов производства НПЦ «АСПЕКТ».....</b>	<b>78</b>
<i>Прохоров А.В.</i>	

<b>Детектирование альфа-излучающих радионуклидов в радиоактивно-загрязненных водоемах .....</b>	<b>79</b>
<i>Рожкова А.К., Кузьменкова Н.В., Власова И.Э.</i>	
<b>Радиометры-спектрометры объёмной активности гамма-излучающих радионуклидов в жидких средах МЖГ-А.....</b>	<b>82</b>
<i>Савин В.М.</i>	
<b>Поточный анализатор для контроля элементного состава вещества на конвейере без пробоотбора .....</b>	<b>83</b>
<i>Алексахин В.Ю., Комаров И.К., Личкунова А.И., Рогов Ю.Н., Сапожников М.Г., Чириков-Зорин И.Е.</i>	
<b>Коррекция показаний ионизационных камер при измерении характеристик полей рентгеновского излучения поверочной установки УПР-АТ300 .....</b>	<b>85</b>
<i>Сеньковский К.Г., Загороднюк А.А.</i>	
<b>Роль и задачи Государственного первичного эталона ГЭТ 6-2016 в обеспечении единства спектрометрических измерений. Изменения в Государственной поверочной схеме для средств измерений активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников.....</b>	<b>87</b>
<i>Алексеев И.В., Жуков Г.В., Сэпман С.В., Шильникова Т.И.</i>	
<b>Учет космической составляющей фона для сцинтилляционного детектора NaI(Tl) большого объема при радиационной съемке местности .....</b>	<b>89</b>
<i>Ничипорчук А.О., Алексеев А.А., Загороднюк А.А., Толкачев А.Н.</i>	
<b>Применение термолюминесцентных детекторов ДТГ-4 для in-vivo дозиметрии при проведении лучевой терапии .....</b>	<b>91</b>
<i>Шиндякин Е.В., Уваров А.С., Непомнящих А.И., Платонов В.К.</i>	
<b>Усовершенствованный метод обнаружения локальных источников гамма-излучения для авиационного радиационного мониторинга поверхности земли.....</b>	<b>93</b>
<i>Новиков И.Э.</i>	

## Сличение лабораторий индивидуального дозиметрического контроля АЭС

*Алексеев А.Г., Пикалов В.А.*  
*«НИЦ Курчатовский институт» - ИФВЭ, г.Протвино*  
*(e-mail: [alexeev@ihep.ru](mailto:alexeev@ihep.ru))*

В 2021 г. было проведено очередное (4-е) межлабораторное сличительное испытание (МСИ) по измерению индивидуального эквивалента дозы  $H_p(10)$  фотонного излучения (объект контроля - персонал) среди отделов радиационной безопасности (ОРБ) атомных станций (АС) АО Концерна «Росэнергоатом». В соответствии с условиями аккредитации участие испытательной лаборатории в МСИ является безусловным обязательным критерием при её аккредитации. Результаты предыдущего сличения (3-го) докладывались на ППСР-2017 ([https://ppsr.pro/gallery/collection\\_of\\_theses\\_2017.pdf](https://ppsr.pro/gallery/collection_of_theses_2017.pdf)).

В 2022 г. в реестре Федеральной службы аккредитации [3] предлагают 8 программ МСИ (Программы проверки квалификации лабораторий) по радиологическим показателям. Для объекта «персонал, измерение  $H_p(10)$  фотонного излучения» на 26.10.2022 г. в национальной системе аккредитации (НСА) - один провайдер с программой МСИ для данного объекта (АО ВНИИНМ). Тем не менее, несколько не аккредитованных в НСА организаций (как организаторы МСИ) предлагают свои программы МСИ по данному объекту и проводят МСИ.

Первые два МСИ (1998 и 2001 гг.) были проведены до того, как была организована НСА (национальная система аккредитации). Начиная с 3-го МСИ (2016г.) Заказчик дополнительно предъявляет условия обязательной калибровки или облучения с использованием Государственного первичного эталона единиц поглощенной дозы и мощности поглощенной дозы фотонного и электронного излучений ГЭТ 38-2011. Для настоящего МСИ добавлены условия, что погрешность передачи единицы  $H_p(10)$  не превышает 5%, при этом облучение должно проводиться в условиях значительного (заметного) вклада рассеянного фотонного излучения. Таким образом, программа МСИ должна была включать не стандартную процедуру передачи единицы  $H_p(10)$ , так как геометрия и конструкция рабочих эталонов единиц поглощенной дозы и мощности поглощенной дозы фотонного излучения сделана таким образом, чтобы вклад рассеянного излучения был минимальный. Надо отметить, что требование проводить МСИ с использованием установки, где большой вклад рассеянного излучения - оправдан. Так, например, на рис.1 приведен измеренный спектр гамма квантов (аппаратурный спектр гамма-спектрометра) в реакторном зале Смоленской АЭС (2-й энергоблок). Измерения выполнены авторами в ноябре 2021г. Видно, что основной вклад в спектр дают гамма кванты с энергией ниже 0,3 МэВ, т.е. рассеянное излучение. Вклад гамма-линий 60-кобальта и 137-цезия – незначителен.

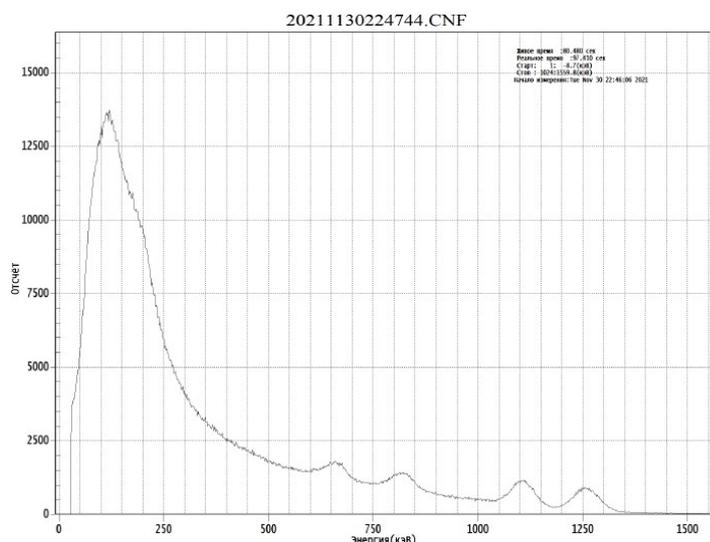


Рисунок 1- Спектр гамма квантов в центральном реакторном зале 2-го энергоблока Смоленской АЭС

При проведении МСИ использовались средства измерения (СИ), представленные в таблице 1.

Таблица 1- Используемые СИ

№	Наименование	Область использования
1	Государственный первичный эталон единиц поглощенной дозы и мощности поглощенной дозы фотонного и электронного излучения ГЭТ 38-2011 (ВНИИФТРИ). Погрешность передачи единицы 3%.	Для калибровки и поверки
2	Установка облучения. Медицинский радиологический научный центр им. А.Ф. Цыба.	Для облучения.
3	ТЛД (ДТГ-4 в кассете ДТУ); HARSHAU-3500 (принадлежит МГУ) .	В качестве компаратора
4	PTW Unidos Weblinе T10021 (Per. № 37971-08) Зв№ 000674, поверен №4/410-2893-20 (до 19 ноября 2022 г.); предел относительной погрешности 2% (при P=0,95, охвате 2).	В качестве компаратора

Ионизационная камера поверена на государственном первичном эталоне единиц поглощенной дозы и мощности поглощенной дозы фотонного и электронного излучения ГЭТ 38-2011, предел относительной погрешности 2% (при P=0,95, охвате 2).

Проверка (калибровка) компаратора ТЛД осуществлялась на государственном первичном эталоне единиц поглощенной дозы и мощности поглощенной дозы фотонного и электронного излучения ГЭТ 38-2011. Облучение выполнялось на водном фантоме. Двумя дозами: 5,1 и 25,12 мЗв, предел относительной погрешности 3% (при P=0,95, охвате 2). Облучалось по 10 дозиметров ДТУ каждой дозой. Стандартная неопределенность по типу А составила 0,02%. Стандартная

неопределенность по типу В составила 1,5%. Таким образом, предел относительной неопределенности передачи единицы дозы 3% (при P=0,95, охвате 2).

В МСИ участвовало 11 филиалов Концерн «Росэнергоатом». В таблице 2 приведены методики измерения МИ, используемые участниками.

Таблица 2- Методики, используемые на предприятии для измерения индивидуального эквивалента дозы гамма излучения

№	Наименование методики	Сведения о разработчике	Примечание
1	МВИ 12.9.7(18)-17. Методика выполнения измерений индивидуальных доз внешнего облучения персонала Билибинской АЭС.	ФГУП «ВНИИФТРИ»	Билибинская АЭС
2	Измерение индивидуальных доз внешнего облучения персонала атомных станций. Методика. МТ 1.1.4.02.002.1356-2017	АО «Концерн Росэнергоатом» совместно с ООО «ЛАД»	Нововоронежская АЭС, Смоленская АЭС Ростовская АЭС
3	МВИ 12.10.7-19 «Методика измерений индивидуального эквивалента дозы в полях гамма, нейтронного и бета -излучения с использованием комплекса индивидуального дозиметрического контроля RADOS»	Общество с ограниченной ответственностью «Юридическое Бюро «ТЕРРА» (ООО ЮБ «ТЕРРА»)	Калининская АЭС
4	МВИ 12.17-11 «Методика выполнения измерений индивидуального эквивалента дозы в полях гамма, нейтронного и бета-излучения с использованием комплекса индивидуального дозиметрического контроля RADOS»	ООО НПП «Радико»	Курская АЭС
5	Методика выполнения измерений индивидуальных эквивалентов доз в полях гамма-, бета-, нейтронного излучений с применением термолюминесцентной дозиметрической	ООО «НПО «СПЕКТР»	Балаковская АЭС Белоярская АЭС Ленинградская АЭС Ленинградская АЭС-2 Кольская АЭС

автоматизированной системы HARSHAW моделей 6600 (6600 Lite, 6600 Plus)		
--	--	--

Программа МСИ включала облучение 6 дозиметров каждого участника в 11 экспозициях дозами от 0,1 до 200 мЗв. Надо отметить, что при анализе результатов при малых дозах (менее 1 мЗв) участники МСИ были не в равных условиях. Так для Билибинской АЭС, за счет длительных воздушных перелетов и вклада космической радиации, фоновые значения составили 0,55 мЗв. На рисунке 2 приведены результаты показаний фоновых дозиметров и показаний по первой экспозиции.

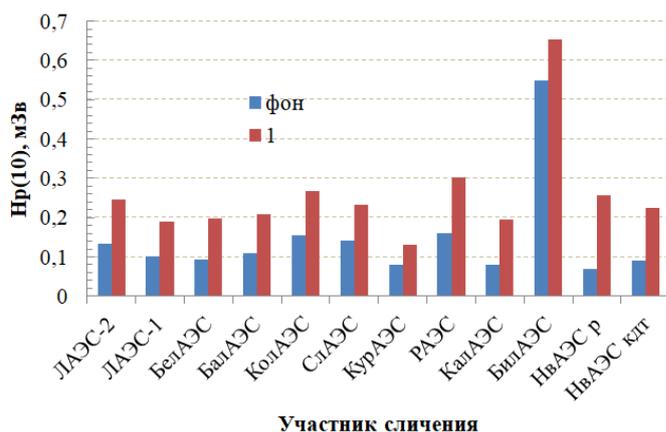


Рисунок 2- Результаты показаний фоновых дозиметров и показаний по первой экспозиции.

В предыдущих МСИ рассчитывалась процентная разность:  $D\% = \frac{(x - X)}{X} \cdot 100$ .

Где  $X$ - приписанное значение дозы,  $x$  – результат измерения участника. С нашей точки зрения анализа по процентной разности недостаточно, так как в представлении результата измерений в соответствии с методиками измерений участников МСИ кроме величины  $x$  присутствует величина расширенной неопределенности  $U_{lab}$ . Учитывая это, для оценки характеристик функционирования лаборатории была выбрана величина  $E_n$ . Для анализа результатов МСИ использовался алгоритм *Power-Moderated Mean* и величина  $E_n$  позволяет однозначно делать оценку.

Значение  $E_n$  вычисляют по следующей формуле [7]:

$$E_n = \frac{x - X}{\sqrt{U_{lab}^2 + U_{ref}^2}}$$

Где  $X$  — приписанное значение, определенное в экспертной лаборатории;

$x$  – результат измерения участника;

$U_{ref}$  — расширенная неопределенность  $X$ ;

$U_{lab}$  — расширенная неопределенность результата участника  $x$  с учетом вычета фоновых значений.

В соответствии с ГОСТ ISO/IEC 17043-2013 для чисел  $E_n$ :

- $|E_n| < 1,0$  указывает на удовлетворительную характеристику функционирования лаборатории и не требует выполнения корректирующих действий в ее работе;

- $|E_n| > 1,0$  указывает на неудовлетворительную характеристику функционирования и требует выполнения корректирующих действий в ее работе.

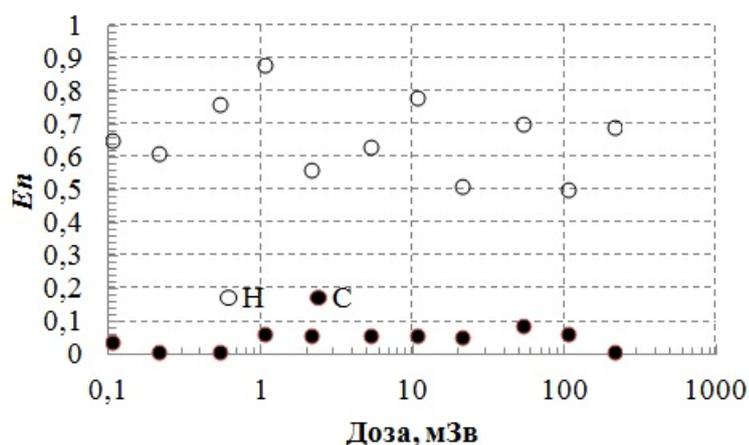


Рисунок 3- Значения  $E_n$ , в зависимости от дозы для двух участников МСИ.

На рисунке 3 приведены значения  $E_n$  для двух участников МСИ. У одного участника значения систематически выше 0,5, у другого систематически ниже 0,1. Хотя у обоих участников величина  $E_n$  ниже допустимой, можно говорить о том, что в одном случае в методике измерения есть недооценка величины неопределенности, в другом, возможно, величина неопределенности измерения переоценена.

*Результаты МСИ:* у всех участников данная величина  $E_n$  ниже критической 1, что говорит об удовлетворительной характеристике функционирования лаборатории.

Работа выполнялась в рамках договора между ООО «АтомПромИнжиниринг» и АО Концерном «Росэнергоатом», при участии Генерального директора А.Ю.Соколова. Отдельная благодарность Сабурову В. (МРНЦ им. А.Ф. Цыба, г.Обнинск) за измерения и облучение дозиметров, В.А.Берлянду (ВНИИФТРИ) за облучение ТЛД на Первичном Государственном эталоне, О.В.Кирюхину (МГУ) за обработку ТЛД.

## Развитие метода НТР для кривой термовысвечивания ТЛД при дозиметрии сильноионизирующего излучения

*Алексеев А. Г., Васильева А. Г., Пикалов В. А., Суманев О. В. - НИЦ «Курчатовский институт» - ИФВЭ, г. Протвино  
Кирюхин О. В. - МГУ, Москва*

Термолюминесцентные детекторы ТЛД широко используются в дозиметрии ионизирующих излучений, в том числе для оценки радиационной нагрузки при космических полетах. При использовании ТЛД в этой области дозиметрии была отмечена зависимость чувствительности детекторов от линейной потери энергии (ЛПЭ) частиц, так как в космическом пространстве присутствуют и протоны и тяжелые ионы разных энергий. Для учета зависимости чувствительности ТЛД от ЛПЭ был предложен метод высокотемпературного отношения (НТР) при анализе кривой термовысвечивания (КТВ).

Цель данной работы - развитие метода НТР для дозиметрии в пучках ядер углерода в рамках работ «Центра коллективного пользования «Радиобиологический стенд на углеродном пучке У-70» (РБС У-70) НИЦ «Курчатовский институт» - ИФВЭ.

Метод НТР основан на расчете параметра:  $HTR = \left(\frac{\varepsilon}{\delta}\right)_{ЛПЭ} \times \left(\frac{\varepsilon}{\delta}\right)_\gamma^{-1}$ . (смотри рисунок 1а).

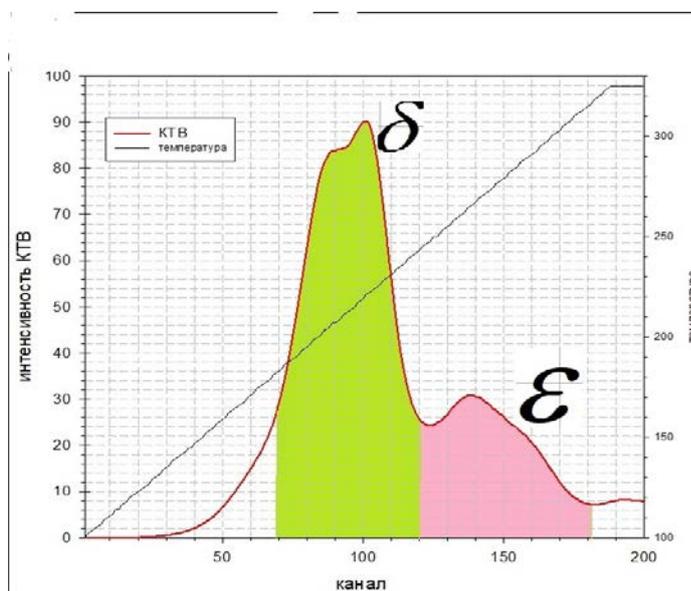


Рис.1а –КТВ, параметр НТР

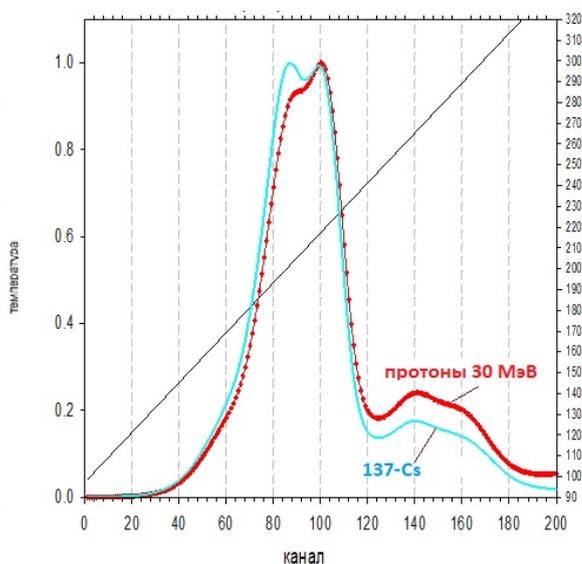


Рис.1 б- КТВ – протоны 30 МэВ и гамма кванты. Доза – 1Гр.

$\varepsilon$ - интеграл в интервале температур(240-340 С°);  $\delta$ - значение в максимуме дозиметрического пика КТВ; индекс (ЛПЭ) – КТВ при облучении в исследуемом

излучении;  $\gamma$  - КТВ для стандартного гамма излучения ( $^{137}\text{Cs}$ ). Для примера приведено КТВ при облучении протонами 30 МэВ (рис. 1б).

В данной работе использовались термолюминесцентные детекторы ММТ7: поликристаллические, производства RADCARD (Польша, LiF, [www.radcard.pl](http://www.radcard.pl)).

Было проведено облучение (для расчета параметров КТВ): протонами энергий 30, 70, 120 МэВ; ядрами углерода 200, 400, 450 МэВ/нуклон. Чтобы охватить максимально большой диапазон ЛПЭ, облучение ТЛД проводилось в водном фантоме на разной глубине (в разных точках пика Брегга). Облучение сопровождалось измерением дозы в точке облучения с помощью универсального прецизионного дозиметра UNIDOS weblines компании PTW (Германия, PTW-Freiburg, [www.ptwdosimetry.com](http://www.ptwdosimetry.com)). Величины ЛПЭ в разных точках кривой Брегга были получены расчетным способом с использованием широко известных программ FLUKA (версия 4.3-3) (<https://fluka.cern>) и MCNPX.

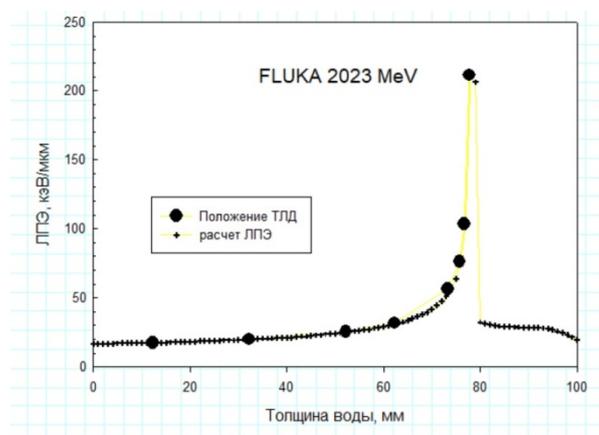
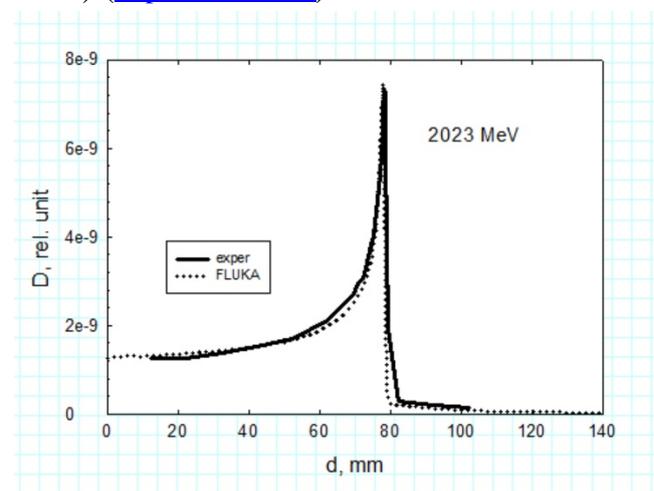


Рис.2а – Кривая пика Брегга – зависимость дозы от глубины в водном фантоме; расчет и эксперимент. Энергия ядер углерода 2023 МэВ.

Рис.2б – величина ЛПЭ в разных точках кривой пика Брегга – зависимость дозы от глубины в водном фантоме; расчет; и места облучения ТЛД.

На рисунке 2а приведена расчетная и экспериментально измеренная кривая Брегга (зависимость дозы от глубины в водном фантоме); на рисунке 2б - расчетная величина ЛПЭ в разных точках кривой пика Брегга и точки облучения ТЛД.

На рисунке 3 приведены КТВ, при облучении ядрами углерода энергией 200 МэВ/нуклон для двух точек на кривой: в начале водного фантома и в пике кривой Брегга. На рисунке 4 приведена величина поправки при измерении поглощенной дозы ТЛД типа ММТ7, в зависимости от параметра НТР. Использовались все экспериментальные данные (протоны и ядра углерода).

Таким образом, методика измерения поглощенной дозы с помощью ТЛД включает в себя:

- учет зависимости чувствительности от ЛПЭ;
- учет зависимости чувствительности от величины поглощенной дозы;
- учет потери информации от времени хранения;

- учет потери чувствительности от времени между отжигом ТЛД и временем облучения.

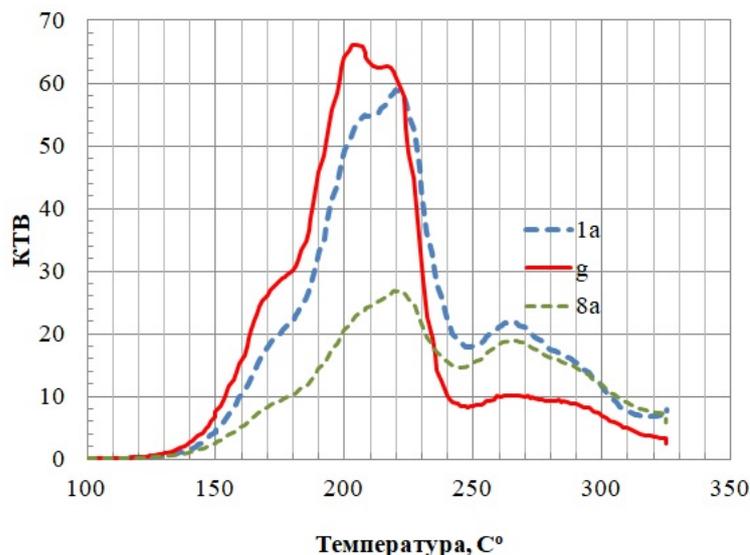


Рис.3- Кривые КТВ ММТ7. Облучение в водном фантоме, 200 МэВ/нуклон; 1а – в начале кривой Брегга (ЛПЭ=17,7 кэВ/мкм); 8а – в пике Брегга (ЛПЭ=211 кэВ/мкм); g-  $^{137}\text{Cs}$

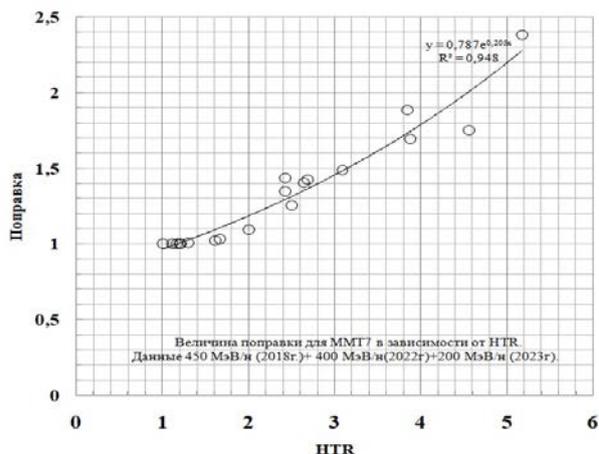


Рис.4 – Величина поправки при измерении поглощенной дозы ТЛД типа ММТ, в зависимости от параметра НТР

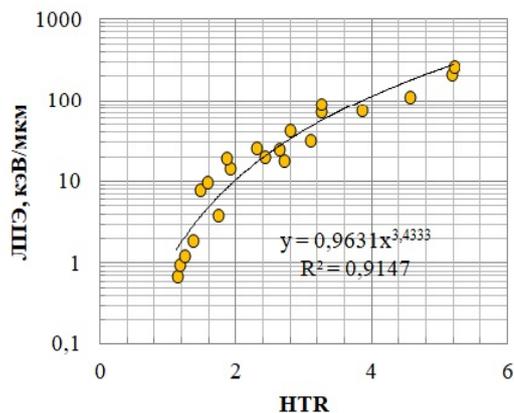


Рис.5 – Оценка величины ЛПЭ в зависимости от параметра НТР

Используется индивидуальная калибровка ТЛД и перенос величины поглощенной дозы от Государственного первичного эталона поглощенной дозы с помощью группового компаратора контрольному-калибровочному источнику. Это позволяет обеспечивать измерение поглощенной дозы от ядер углерода с погрешностью не хуже 5%. ТЛД используется на РБС У-70 для дозиметрического сопровождения радиобиологических экспериментов (облучение биообъектов в разных точках гривой Брегга) и верификации разрабатываемой для лучевой терапии с помощью ядер углерода системы планирования (тестовые измерения в фантоме).

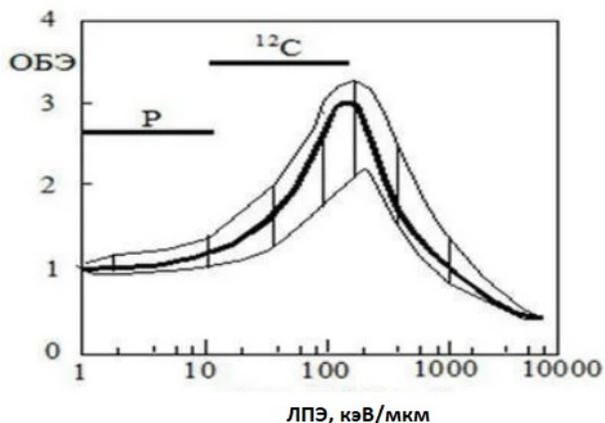


Рисунок 6- Примерная зависимость ОБЭ от ЛПЭ.

Метод НТР позволяет не только измерять поглощенную дозу, но и оценивать величину ЛПЭ (рисунок 5). Оценив ЛПЭ, можно оценить относительную биологическую эффективность ОБЭ в точке измерения. На рисунке 6 приведена примерная зависимость ОБЭ от величины ЛПЭ. Это значительно расширяет возможность верификации системы планирования для лучевой терапии.

Работа выполнялась в рамках выполнения Государственного задания № 595-00004-21 на 2021 год и на плановый период 2022 и 2023 годов, п. 2.4. Исследование для обеспечения разработки методик лечения онкологических заболеваний и создания экспериментально-клинического центра ионной лучевой терапии с использованием углеродного пучка Ускорительного комплекса У-70.

Измерения кривой Брегга с помощью клинического дозиметра были выполнены сотрудниками Медицинского радиологического научного центра имени А.Ф. Цыба (г.Обнинск) под руководством В.Сабурова.

Облучение протонами было выполнено на терапевтическом комплексе «Промитеус» ФТЦ ФИАН (г. Протвино).

## **Разработка аппаратно-программного комплекса для контроля содержания ядерно-опасных делящихся нуклидов в упаковках негетомогенных радиоактивных отходов**

*М.В. Батяева, И.С. Булгаков, А.П. Варлаков, А.В. Германов  
АО «ВНИИНМ», Москва, Россия*

По заказу АО «ТВЭЛ» АО «ВНИИНМ» совместно с ФГУП «ВНИИА» разрабатывает образец аппаратно-программного комплекса (далее – комплекс) для измерения содержания ядерно-опасных делящихся нуклидов (ЯОДН) в упаковках радиоактивных отходов (РАО) объемом до 3,1 м<sup>3</sup>.

Потребность в разработке данного комплекса обусловлена тем, что согласно требованиям НП-093-14 при передаче РАО на захоронение Национальному оператору необходимо подтверждение их соответствия установленным критериям приемлемости, в том числе по показателю содержания ЯОДН (изотопов <sup>235</sup>U и <sup>239</sup>Pu), а существующие методы неразрушающего контроля упаковок, в том числе и гамма-спектрометрия, не позволяют сделать это для негетомогенных РАО с необходимой достоверностью и чувствительностью.

Работа комплекса основана на использовании активного нейтронного метода обнаружения делящихся изотопов, а в качестве источника первичных нейтронов выступает импульсный нейтронный генератор (ИНГ). Для повышения точности измерений содержания ЯОДН в упаковках негетомогенных РАО в комплексе дополнительно предусмотрена нейтронная томография.

На первом этапе разработки комплекса было выполнено расчетное моделирование и установлены его оптимальная конфигурация, параметры ИНГ, необходимое число блоков детектирования потока нейтронов, а также целевые параметры метода.

Разрабатываемый комплекс будет выполнен в «закрытой» геометрии и иметь модульную структуру – состоять из модуля с ИНГ и трех модулей с блоками детектирования потока нейтронов (в среднем 10 блоков детектирования в модуле). Конфигурация комплекса схематически показана на рисунке 1.

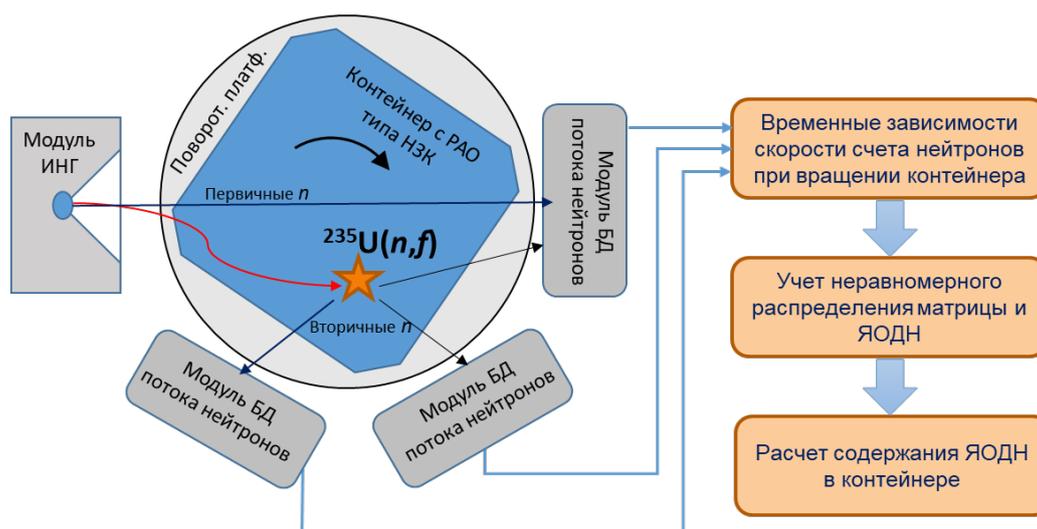


Рисунок 1

Контролируемая упаковка РАО устанавливается на поворотную платформу в составе комплекса, размещаемую между модулями ИНГ и модулями блоков детектирования. Измерение выполняется при непрерывном вращении упаковки РАО. В процессе измерения упаковка РАО облучается быстрыми нейтронами от ИНГ, которые взаимодействуют с содержащимися в РАО делящимися ЯОДН с образованием вторичных быстрых нейтронов. Вторичные нейтроны деления регистрируются с помощью трех модулей с блоками детектирования. Нейтронная томография упаковки РАО осуществляется модулем с блоками детектирования потока нейтронов, расположенным под углом  $180^\circ$  по отношению к модулю ИНГ, во временном интервале до 200 мкс после импульса.

Математическая обработка откликов блоков детектирования на первичные нейтроны ИНГ и угловые распределения откликов от вторичных нейтронов деления ЯОДН в процессе вращения упаковки РАО позволит определить неравномерность заполнения ее матричным материалом и распределение ЯОДН по объему упаковки и далее учесть их при расчете содержания ЯОДН.

Для проведения испытаний комплекса и оценки показателей точности измерений содержания ЯОДН в упаковках РАО в настоящее время изготавливаются образцы - имитаторы типовых упаковок РАО: «Бочка объемом  $0,2 \text{ м}^3$ », «Металлический контейнер типа КМЗ» (внутренний объем  $3,1 \text{ м}^3$ ), «Железобетонный контейнер типа НЗК-РАДОН» (внутренний объем  $1,9 \text{ м}^3$ ). Конструкция образцов-имитаторов выполнена по блочному типу и предусматривает три морфологии РАО (органические соединения, цементный компаунд, металл) с возможностью воспроизводства равномерного и неравномерного распределения матрицы по объему контейнера. Наполнение образцов-имитаторов ЯОДН выполнено в виде объемной решетки с шагом 200 мм в горизонтальной проекции, в качестве ЯОДН используется

ГСО массовой доли  $^{235}\text{U}$  в форме закиси-оксида урана. Образцы-имитаторы будут аттестованы в качестве аттестованных объектов.

В предварительных испытаниях комплекса с использованием образцов-имитаторов упаковок РАО будут отработаны алгоритмы, заложенные в программном обеспечении, и оценены основные и дополнительные погрешности измерений содержания ЯОДН.

В 2025 г. планируется изготовление полнофункционального образца комплекса и проведение испытаний расширенного набора его функций, установка метрологических характеристик метода измерений и аттестация методики измерений.

Внедрение разработанного комплекса планируется на промплощадке АО «СХК» (г. Северск) для целей контроля содержания ЯОДН в РАО, образующихся при реализации масштабных программ вывода из эксплуатации ядерно- и радиационно-опасных объектов предприятия.

## Методика определения контролируемого флюенса нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ

*А.Р. Белозерова, В.В. Павлов, С.А. Енин, Т.И. Чернышева*

*АО «Государственный научный центр –*

*Научно-исследовательский институт атомных реакторов»*

*г. Димитровград, Ульяновская область, Россия*

[lmni@niiar.ru](mailto:lmni@niiar.ru)

Эксперименты по реакторным испытаниям материалов не обходятся без периодических промежуточных инспекций условий облучения и облучательных устройств (ОУ). По программе реакторных испытаний предусмотрен регламент инспектирования ОУ, включая учет контролируемого флюенса нейтронов на основе показаний мониторов флюенса. Предикторами значения контролируемого флюенса нейтронов энергии выше 0,1 МэВ являются пороговые значения флюенса нейтронов с энергиями выше 1 и 3 МэВ, непосредственно измеренные по Nb- и Fe-мониторам. В используемых наборах нейтронно-активационных детекторов (ДНА, мониторы) реализуются соответственно ядерные реакции:  $^{93}\text{Nb}(n, n')^{93\text{m}}\text{Nb}$  – на мониторе из ниобия, и  $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ ,  $^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$  – на мониторе из железа, при одновременном облучении мониторов в контролируемой точке. В предлагаемом экспрессном методе определения контролируемого флюенса нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ в качестве исходных данных берутся значения интегральных плотностей потоков нейтронов  $\varphi_1$  и  $\varphi_3$  [нейтр/(см<sup>2</sup>·с)], определяемых с помощью эффективных сечений.

Основные формулы и величины, используемые при определении спектрального коэффициента поля быстрых нейтронов в ячейке реактора БОР-60:

$$A_i = \frac{q_i}{\tau_{\text{эф}}} - \text{экспериментальное значение скорости реакции активации, с}^{-1};$$

$q_i$  – количество взаимодействий нейтронов по пороговой реакции активации ДНА в расчете на одно ядро нуклида-мишени;

$$\tau_{\text{эф}} = \frac{\int_0^{\tau} P(t) dt}{P_{\text{ном}}} - \text{эффективное время облучения, с};$$

$$R_i = \int_0^{\infty} \varphi(E) \cdot \sigma_i(E) dE - \text{скорость пороговой реакции активации, с}^{-1};$$

$i = 1, 2, \dots, n$  – индекс пороговой реакции;

$\sigma_i(E)$  – энергетическая зависимость сечения  $i$ -й пороговой реакции, барн =  $10^{-24}$  см<sup>2</sup>;

$\varphi(E) = {}^*\varphi \cdot f(E)$  – дифференциальный поток нейтронов энергии  $E$ , с<sup>-1</sup>·см<sup>-2</sup>·эВ<sup>-1</sup>;

${}^*\varphi$  – масштабный множитель, нейтр/(см<sup>2</sup>·с);

$E$  – энергия нейтронов, эВ;

$E_{\text{пор}}^i$  – энергетический порог для нейтронов взаимодействия с ядрами нуклида-мишени для ДНА по пороговой реакции активации, эВ;

$P(t)$  – история изменения мощности реактора за время облучения (зависимость мощности реактора от времени), МВт;

$P_{\text{ном}}$  – декларированный номинальный уровень мощности реактора, МВт.

Аналитический нейтронный спектр в конкретной точке реактора представлен набором математических выражений от 4 параметров [1, 2]:

$$f(E) = \begin{cases} P/E^{(1+\alpha)} & E < Ef \\ P \cdot F \cdot Em^{(0,5+\gamma)} \cdot e^{-(Em/T)} \cdot 10^{-6} & Ef < Em \end{cases}, \text{ которая выражается в}$$

единицах 1/МэВ и где:

$E = Em \cdot 10^{-6}$ ,  $E$  и  $Em$  – энергия нейтронов, эВ и МэВ соответственно;

$Ef = 0,63 \cdot (0,5 + \gamma)$  – энергия деления источника нейтронов, МэВ;

$T = 1,26 \cdot (0,5 + \gamma)$  – параметр распределения Максвелла, МэВ;

$P$  – коэффициент мощности облучения (доля от номинала), отн.ед.;

$\alpha$  – поправочный коэффициент для отклонения от Ферми-спектра, отн.ед.;

$F$  – коэффициент пропорциональности для быстрого спектра, отн.ед.;

$\gamma$  – коэффициент отклонения быстрого спектра от максвелловского спектра деления, отн.ед.

Параметры спектра  $\{P, \alpha, F, \gamma\}$  определяют алгоритмической оптимизацией методом параметризованного приближения по деформируемому многограннику [3]. Количественные характеристики спектра нейтронов:  $g_{1 \rightarrow 0,1 \text{ МэВ}} = \varphi_{0,1} / \varphi_1$  и  $g_{3 \rightarrow 0,1 \text{ МэВ}} = \varphi_{0,1} / \varphi_3$  – спектральные коэффициенты, где  $\varphi_1$  – экспериментально определенное значение потока нейтронов с энергией выше  $E = 1$  МэВ;  $\varphi_3$  – экспериментально определенное значение потока нейтронов с энергией выше  $E = 3$  МэВ;  $\varphi_{0,1}$  – аналитически восстановленное значение потока нейтронов энергии выше  $E = 0,1$  МэВ.

После определения одновременно двух значений  $\varphi_{0,1}$  результат обобщается как средневзвешенное:

$$\varphi_{0,1} = \frac{\omega_1 \cdot g_{1 \rightarrow 0,1 \text{ МэВ}} \cdot \varphi_1 + \omega_2 \cdot g_{3 \rightarrow 0,1 \text{ МэВ}} \cdot \varphi_3}{\omega_1 + \omega_2}$$

где  $\omega_1 = 1/\theta^2(\varphi_1)$ ,  $\omega_2 = 1/\theta^2(\varphi_3)$  погрешности определения активационных интегралов [4, 5].

---

1 Yong-Qing Wang, et. al., A Parametrized Approach for Unfolding the Neutron Flux Spectrum. // Reactor dosimetry: radiation metrology and assessment, Proceedings of the 10-th International Symposium, 12-17 Sept.1999. p.516-523. STP 1398, 2001.

2 А.П. Веселкин, Ю.А. Егоров, И.Я. Емельянов и др. Спектры быстрых нейтронов: Атлас. М., Атомиздат, 1970.

3 Химмельблау Д. Прикладное нелинейное программирование М.:МИР, 1975.

4 Енин С.А., Павлов В.В., Белозерова А.Р., Чернышева Т.И. Нейтронно-дозиметрическое сопровождение экспериментов по изучению свойств конструкционных материалов в реакторных условиях. // XI конференция по реакторному материаловедению, посвящённая 55-летию отделения реакторного материаловедения АО "ГНЦ НИИАР". Тезисы докладов. 2019. С. 194-196.

5 Белозерова А.Р., Енин С.А., Павлов В.В., Чернышева Т.И., Миннебаев М.И. Нейтронно-дозиметрическое сопровождение реакторных экспериментов. // В сборнике: Научный годовой отчет АО "ГНЦ НИИАР" (отчет об основных исследовательских работах, выполненных в 2021 г.). Сборник статей. Под общей редакцией В.В. Калыгина. Дмитровград, 2022. С. 51-52.

## **Оценка возможности использования медицинских линейных ускорителей электронов в качестве источника поля импульсного фотонного излучения для калибровки дозиметрического оборудования**

*М.А. Богдан, А.А. Загороднюк, С.В. Лазаренко, А.Ю. Тараев*  
*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»,*  
*г. Минск, Республика Беларусь*

В последнее время генерирующие источники импульсного фотонного излучения находят все большее применение в науке, технике и промышленности. Особенно бурный рост количества такого типа источников наблюдается в радиационной медицине, дозиметрии и неразрушающем контроле. С ростом количества генерирующих источников растет потребность в приборах дозиметрического контроля, которые способны работать в полях импульсного фотонного излучения. Однако до настоящего времени нет исчерпывающей методики, описывающей характеристики эталонных полей импульсного фотонного излучения, необходимых для калибровки и поверки дозиметрического оборудования. Как следствие, не существует четких рекомендаций относительно источников полей такого вида излучений. В настоящий момент идет активная работа по поиску и созданию источника эталонного импульсного фотонного излучения, способного генерировать поле с заданными характеристиками.

Одним из возможных источников полей импульсного фотонного излучения является медицинский линейный ускоритель электронов (далее – ЛУЭ). Основными преимуществами ЛУЭ являются стабильность рабочих характеристик и возможность регулирования интенсивности излучения в широких пределах режимов работы: отпускаемая мощность дозы в мониторных единицах (далее – МЕ) находится в диапазоне 40 МЕ – 640 МЕ. Но для использования ЛУЭ в качестве источника поля импульсного фотонного излучения при калибровке дозиметрического оборудования необходимо знание основных характеристик полей, генерируемых ускорителем, а именно: средней энергии излучения, длительности единичного импульса, частоты следования импульсов, мощности амбиентного эквивалента дозы (далее – МАЭД) в единичном импульсе.

Целью настоящей работы являлось определение основных характеристик полей импульсного фотонного излучения, генерируемых следующими ЛУЭ в точке измерения: Varian VitalBeam, Varian Clinac iX, Elekta Infinity. Дополнительно, поскольку основное назначение ЛУЭ – генерация полей высокой интенсивности, исследовалась возможность ослабления интенсивности излучения при помощи свинцового фильтра.

Определение средней энергии фотонного излучения ЛУЭ и изучение влияния свинцового фильтра на спектр этого излучения производилось при помощи Монте-Карло моделирования. Определение длительности единичного импульса и частоты следования импульсов, а также мощности кермы в воздухе, генерируемой ЛУЭ в

заданной точке, производилось путем прямых измерений. Расчет МАЭД и МАЭД в единичном импульсе производился на основе результатов моделирования средней энергии излучения путем определения коэффициента перехода от кермы в воздухе к заданной операционной величине согласно стандарту ISO 4037-3:2019. Вывод о возможности использования ЛУЭ для калибровки дозиметрического оборудования делался на основе сопоставления характеристик поля излучения ускорителя с паспортными данными рабочего диапазона дозиметра ДКС-АТ1123 (далее – дозиметр): МАЭД до 10 Зв/ч, МАЭД в импульсе до 1.3 Зв/с.

Установлено, что значение средней энергии фотонного излучения ЛУЭ лежит в энергетическом интервале 1.5 МэВ – 4.5 МэВ в зависимости от режима работы ускорителя. Показано, что МАЭД в единичном импульсе зависит только от режима работы ускорителя и используемых сглаживающих фильтров. Определено, что интенсивность фотонного излучения ускорителя в точке измерения зависит от режима работы и частоты следования импульсов. При использовании ЛУЭ в режиме низкой интенсивности излучения (отпускаемая мощность дозы <100 МЕ) в точке измерения на расстоянии 2000 мм от передней грани излучателя, значение МАЭД, генерируемое ускорителем, находится в пределах паспортных значений дозиметра вне зависимости от режима работы ускорителя. Однако значение МАЭД в импульсе, генерируемое в точке измерения, выходит за пределы рабочего диапазона дозиметра.

Для уменьшения интенсивности излучения ЛУЭ в точке измерения в настоящей работе был использован свинцовый фильтр. Показано, что данный фильтр позволяет эффективно ослаблять интенсивность фотонного излучения, генерируемого ЛУЭ в точке измерения как по МАЭД, так и по МАЭД в импульсе. Установлено, что при использовании свинцового фильтра толщиной более 8 см значения МАЭД и МАЭД в импульсе, генерируемые ЛУЭ в точке измерения, находятся в пределах паспортных значений рабочего диапазона дозиметра вне зависимости от режима работы ускорителя и отпускаемой мощности дозы (в режиме высокой интенсивности излучения отпускаемая мощность дозы > 600 МЕ).

Дополнительно исследовано влияние свинцового фильтра на энергетический спектр фотонного излучения ЛУЭ. Показано, что с ростом толщины свинцового фильтра средняя энергия излучения вначале возрастает, однако начиная с некоторой толщины начинает убывать и при дальнейшем увеличении толщины свинца стремится к некоторому постоянному значению.

## **О повышении квалификации специалистов по спектрометрии и радиометрии в Санкт-Петербургском филиале АНО ДПО «Техническая академия Росатома»**

*Бомбин Р. Н., руководитель учебно-методического центра  
«Ядерная и радиационная безопасность» СПб филиала  
АНО ДПО «Техническая академия Росатома»*

Наличие высококвалифицированных кадров для обеспечения радиационной безопасности – обязательное требование согласно нормативно-законодательным актам РФ для организаций и предприятий, ведущих деятельность в области использования атомной энергии. О необходимости повышения квалификации прямо указывается в ФЗ №3 от 09.01.1996 «О радиационной безопасности населения», ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» № 52-ФЗ от 30.03.1999 и в ОСПОРБ-99/2009.

Администрация радиационного объекта несёт ответственность за радиационную безопасность и должна обеспечивать (в числе других требований) подготовку и аттестацию по вопросам обеспечения радиационной безопасности руководителей и исполнителей работ, специалистов служб радиационной безопасности, других лиц, постоянно или временно выполняющих работы с источниками излучения.

Целью повышения квалификации является обновление теоретических и практических знаний специалистов в связи с повышением требований к уровню квалификации и необходимостью освоения современных методов решения профессиональных задач (в ред. Постановления Правительства РФ от 10.03.2000 г. №213).

Повышение квалификации проводится по мере необходимости, но не реже одного раза в 5 лет в течение всей трудовой деятельности работников. Периодичность прохождения специалистами повышения квалификации устанавливается работодателем.

Программы повышения квалификации, разработанные в АНО ДПО «Техническая академия Росатома», строго соответствуют требованиям действующего законодательства РФ.

В учебно-методическом центре «Ядерная и радиационная безопасность» СПб филиала АНО ДПО «Техническая академия Росатома» повышение квалификации в области радиационных измерений проводится уже более 14 лет.

Учебные программы УМЦ ЯиРБ в области спектрометрии, дозиметрии и радиометрии:

Код программы	Наименование программы	Продолжительность обучения, ак. часов Всего / Очно / Заочно
221.41	Методы и средства радиационного и дозиметрического контроля	Очно, 40
221.42	Современные методы и средства спектрометрических измерений	Очно, 40
221.43	Современные методы обработки данных спектрометрических измерений	Очно, 32
221.44	Подготовка экспертов в области гамма-спектрометрических измерений	Очная, 72
221.45	Современные методы и средства жидкостинтилляционной спектрометрии	Очно, 24
221.47	Водно-химический режим ядерных энергетических установок	Очно, 40
221.49	Производственный радиационный контроль первичного сырья, металлоизделий, строительных материалов, металлолома, отходов производства и потребления	Очно, 24
221.50	Радиационный контроль, контроль взрывобезопасности лома черных и цветных металлов	Очно, 24

С целью передачи слушателям максимально актуальных и востребованных работодателями компетенций к реализации программы привлекаются практикующие специалисты, работающие на предприятиях и в организациях Госкорпорации «Росатом» и в других научно-исследовательских и научно-производственных учреждениях и организациях Российской Федерации, фирмах - производителях и дистрибьюторах спектрометрического оборудования.

Регулярно в течение ряда лет в октябре проводятся курсы с участием представителей ООО НПП «РАДИКО» (спектрометрия Canberra) Ртищева В.А., Подшибякина С.Л., Взорова Д.И., Рылова А.П.

Постоянно участвуют в наших курсах в качестве преподавателей Васильев С.К., Пахомов С.А., Степанов А.В. (АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина), Сэпман С.В. (ФГУП ВНИИМ им Д. И. Менделеева), Шикаленко Ф.Н. (ООО «НТЦ «РАДЭК»), Бурьяненко И.В. (АО «РИТВЕРЦ»), Кулькова М.А. (РГПУ им А.И. Герцена), сотрудники ООО «ЛСРМ» Юрьева Ю.В., Ковальский Е.А., Пономаренко Р.А., другие известные специалисты, **за что мы им выражаем благодарность.**

Проводимые у нас курсы получают исключительно положительные отзывы слушателей. Наши курсы со стороны фирм-участников возможно использовать как рекламную площадку, а также для проведения консультаций представителям организаций, которые приобрели аппаратуру в конкретной компании.

Занятия на курсах повышения квалификации для спектрометристов проводятся в специально оборудованной лаборатории радиационного контроля, с использованием как действующих приборов, которыми располагает наш учебно-методический центр, так и с использованием программного комплекса GammaLab, разработанного ООО «ЛСРМ», предназначенного для имитации процесса измерения источников гамма-излучения с помощью полупроводниковых и сцинтилляционных спектрометров. Периодически организовываются технические туры на предприятия и в организации, имеющие спектрометрические лаборатории.

Практическая часть программы корректируется, в соответствии с потребностями сформировавшейся аудитории. После завершения курса проводится итоговая аттестация. Слушатели, успешно сдавшие зачет, получают удостоверение о повышения квалификации установленного образца.

Повышение профессиональной квалификации несомненно положительно отражается на качестве работы инженерно-технического персонала, поэтому в прохождении курсов заинтересованы не только профильные специалисты, но и их руководители.

Приглашаем на наши курсы.

## **К вопросу о применении приборов радиационного контроля для измерения мощности эквивалентной дозы объектов таможенного контроля с повышенным уровнем ионизирующего излучения**

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

*Владивостокский филиал Российской таможенной академии.*

В соответствии с концепцией развития таможенной службы в настоящее время ФТС России уделяет особое внимание поиску новых и модернизации имеющихся приборов радиационного контроля, позволяющих проводить измерение физических характеристик радиационно-опасных объектов, перемещаемых через таможенную границу.

Для оценки радиационной опасности объектов таможенного контроля, проверки заявленных характеристик делящихся и радиоактивных материалов (ДРМ) и проверки соблюдения участниками внешнеэкономической деятельности (ВЭД) радиационных требований при проведении таможенного контроля проводится измерение мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения.

Измеренное значение МЭД, как правило, является основным фактором для принятия таможенными органами решения о дальнейших действиях в отношении объектов контроля.

В практике таможенных органов измерение МЭД осуществляется при помощи следующих приборов радиационного контроля: дозиметров (ДКГ-РМ1203М, ДКГ-РМ1621, ДКГ-РМ1610, ДКС-АТ1123), измерителей-сигнализаторов поисковых (ИСП-РМ1401К-01, ИСП-РМ1401К-01М) и радиометров-спектрометров (МКС-А03).

Опыт применения указанных приборов показал, что при измерении МЭД одного и того же объекта наблюдаются различные значения МЭД, с учетом пределов допускаемых погрешностей измерений, в зависимости от типа используемого прибора. В соответствии с этим возникает вопрос о достоверности получаемых результатов при применении конкретного технического средства таможенного контроля.

В настоящей работе приведены предварительные результаты измерений МЭД точечных радионуклидных источников различного изотопного состава с помощью вышеуказанных приборов радиационного контроля (см. рисунок 1). Дополнительно аналогичная работа проведена для некоторых протяженных источников. Кроме того, проведены измерения МЭД исследуемых источников с помощью технических средств радиационного контроля, перспективных для применения в таможенных органах.

Измерения проводились при одинаковых условиях. Расстояние от эффективного центра детектора приборов до источника составляло 0,1 м. Кроме того, для всех точечных источников по известной активности и для этого расстояния были получены расчетные значения МЭД.

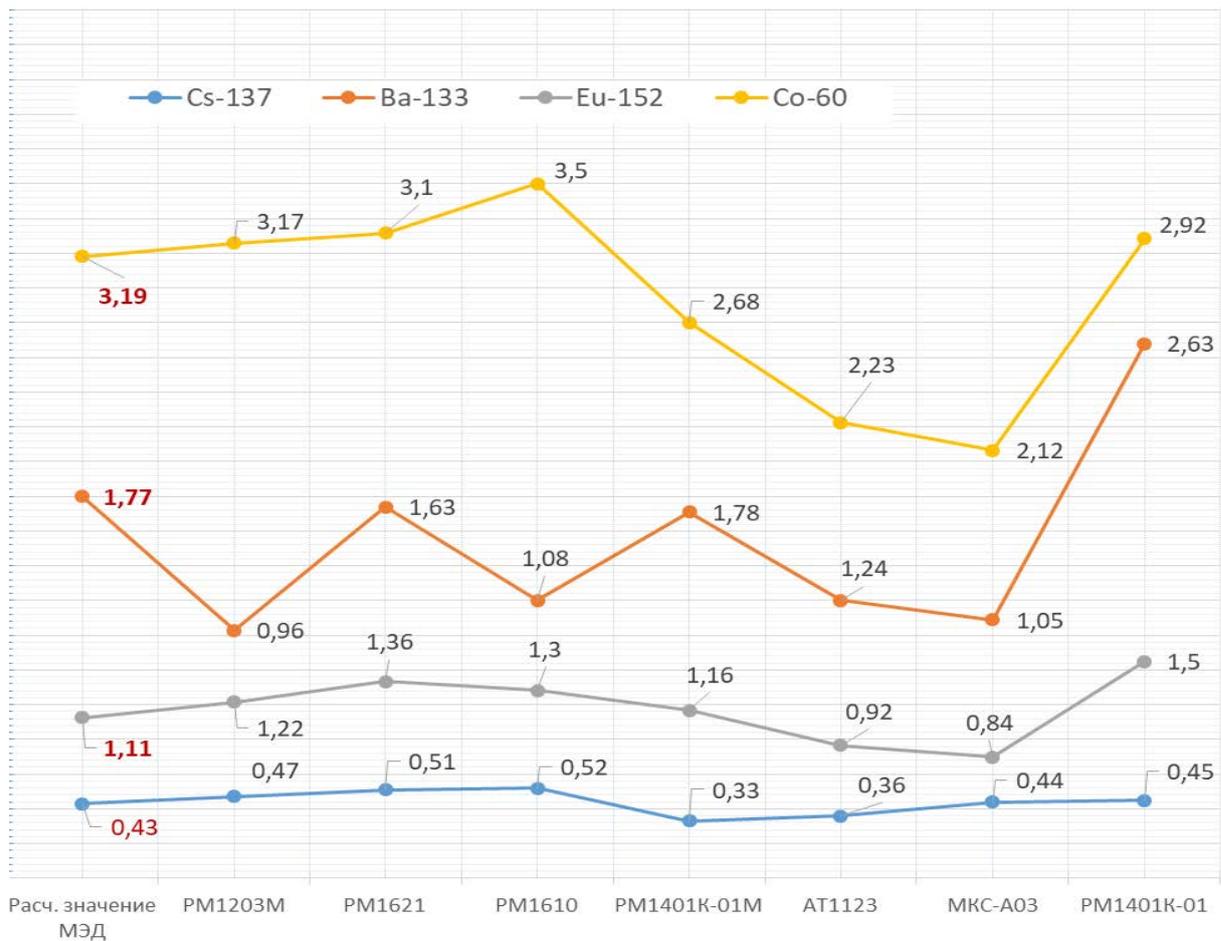


Рисунок 1 – Значение МЭД (мкЗв/ч) для точечных источников гамма-излучения

Полученные результаты показали, что:

- 1) значения МЭД для Cs-137, измеренные всеми приборами, находятся в пределах расчетного значения;
- 2) значения МЭД для Eu-152, измеренные всеми приборами, за исключением ИСП-PM1401K-01, в пределах погрешности измерений 20%, также близки к расчетному значению;
- 3) значения МЭД для Co-60 близки к расчетному значению в пределах погрешности 20% только для ДКГ-PM1203M, ДКГ-PM1621 и ИСП-PM1401K-01, для PM1610 наблюдается завышение, а для ИСП-PM1401K-01M, ДКС-AT1123 и MKC-A03 значительное занижение показаний;
- 4) значения МЭД для Ba-133, измеренные ДКГ-PM1621 и ИСП-PM1401K-01M, близки к расчетному значению, для ИСП-PM1401K-01 МЭД значительно завышено, а для остальных приборов оно занижено.

Проанализированы факторы, которые могут оказывать влияние на полученные данные.

Сделаны предварительные выводы о применимости рассмотренных в работе приборов радиационного контроля в качестве измерителей МЭД при проведении таможенного контроля с повышенным уровнем ионизирующего излучения.

## **Демонстрационные источники для изучения явления радиоактивности**

*И.В. Бурьяненко, А. Б. Rogozev  
АО «РИТВЕРЦ», Санкт-Петербург*

Со дня открытия явления радиоактивности прошло уже более 100 лет, и области его использования в человеческой деятельности не уменьшаются, а расширяются. Кроме того, наша страна является одной из ведущих стран в мире, активно использующих ионизирующее излучение для энергетики, промышленности, науки и медицины. Тем не менее, степень осведомленности об этом явлении в обществе значительно ниже, чем, например, об электричестве. В связи с этим, задачи просвещения и популяризации науки в области ядерной физики актуальны и необходимы.

Важным является не только изучение теории явления радиоактивности, но и практические занятия в рамках проведения лабораторных работ и научно-популярной, просветительской деятельности. Непосредственная работа с закрытыми источниками ионизирующего излучения должна наглядно показать, что грамотное использование явления радиоактивности не несет вреда человеку, а необходимо для решения многочисленных задач в жизнедеятельности человека.

Компания АО «РИТВЕРЦ» уже несколько лет занимается проблемой обеспечения учебных заведений демонстрационными материалами, включая радионуклидные источники всех типов излучения, доступными измерительными приборами для возможности наглядно изучать явления радиоактивности, и учебными пособиями.

## **Современные портативные системы для получения гамма-изображений и необходимость в них при проведении характеристики, при выводе из эксплуатации и реабилитации ядерно-опасных объектов**

*А.Г.Волкович, В.Е.Степанов, О.П.Иванов, В.Н.Потапов*

*НИЦ «Курчатовский институт»*

[Volkovich\\_AG@nrcki.ru](mailto:Volkovich_AG@nrcki.ru)

В последние годы идет бум в области разработки портативных гамма-камер (гаммавизоров) на основе современных позиционно-чувствительных детекторов и новых принципов получения гамма-изображений. В результате активных исследований камеры превратились в удобные портативные системы (вес 3-4 кг), с высокой чувствительностью, с получением изображений в разных областях гамма-спектра, с хорошим пространственным и энергетическим разрешением [1-4]. Это обусловило их более широкое применение, чем только в аварийных ситуациях на объектах использования атомной энергии (ОИАЭ). Благодаря этому они стали применяться на ОИАЭ многих стран мира как измерительное средство для решения дозиметрических задач при текущей эксплуатации объектов. Ранее эти приборы применялись в аварийных ситуациях, на исследовательских реакторах, а также при проведении КИРО перед работами по выводу из эксплуатации (ВЭ).

Новые задачи для применения гамма-камер на действующих АЭС могут включать: 1) определение расположения основных источников излучения, создающих МЭД на рабочих местах; 2) дизайн и оптимизация экранирующей радиационной защиты и ее проверка; 3) поиск дискретных радиоактивных частиц; 4) определение неоднородности и ярких точек в транспортных упаковках; 5) контроль отложения активированных частиц в трубопроводах, клапанах, вентиллях; 6) контроль целостности топлива по пику 662-кэВ Cs-137 - может быть идентифицирован даже при сильном сигнале от N-16; 7) контроль объектов до и после проведения дезактивации; 8) идентификация источников во время работы реактора при фоне, создаваемом рассеянием излучения от N-16; 9) дифференциация вклада от прямого излучения источников загрязнения или от рассеянного излучения.

В докладе рассмотрено устройство самых современных портативных гамма-камер, используемых для построения гамма-изображений, как по принципу кодирующих апертур, так и по принципу комптоновского рассеяния [1-3], а также даны результаты практического использования их на объектах атомной промышленности.

В России пока мало результатов применения гамма-изображений для радиационных измерений – регулирующие законы не требуют обязательного применения таких измерительных средств.

На основе применения камер в работах по выводу из эксплуатации в НИЦ «Курчатовский институт» и мирового опыта их применения описаны измерительные задачи, которые эффективно решаются путем получения гамма-изображений при

обращении с РАО и ОЯТ, возможных авариях. Представлены результаты применения таких систем визуализации источников гамма-излучения, как разработанный в НИЦ «Курчатовский институт» гаммавизор с кодирующими апертурами, камеры iPIX, Polaris и ФВКМ [4-7]. Приведены результаты применения гаммавизоров в работах по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов. Показано, что применение средств дистанционной диагностики радиационной обстановки и дистанционно управляемых механизмов позволяет существенно снизить дозовые нагрузки на персонал при демонтаже радиоактивно загрязненного оборудования.

В работах по реабилитации и выводу из эксплуатации были тестированы разные системы получения гамма-изображений, в частности, комптоновская гамма-камера. Сравнение и одновременное использование различных измерительных систем позволяет определить наиболее оптимальные области применения каждой из систем, выработать рекомендации по их эффективному применению.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. H-Series imaging spectrometers - <https://h3dgamma.com/h100.php>
2. NanoPix gamma-camera - <https://list.cea.fr/en/success/nanopix-the-worlds-smallest-gamma-camera/>;  
[https://indico.cern.ch/event/782801/contributions/3521045/attachments/1910142/3156072/Gamma-Neutron-Imaging\\_V-Schoepff-CEA-2.pdf](https://indico.cern.ch/event/782801/contributions/3521045/attachments/1910142/3156072/Gamma-Neutron-Imaging_V-Schoepff-CEA-2.pdf)
3. Temporal compton camera TEMPORAL Delta V2/V3в - <https://damavan-imaging.com/>  
и российские партнеры: гамма-визор «ДЕЛЬТА-Т» - <https://www.doza.ru/catalog/systems/6610/>
4. О.П.Иванов, В.Н.Потапов, А.С.Сафронов. Исследование возможностей портативной комптоновской гамма-камеры Поларис при выводе из эксплуатации и реабилитации объектов атомной промышленности. АНРИ, 2018 №4(95) С. 24-36.
5. O. Ivanov, I. Semin, V. Potapov, et al. Ultra-Light Gamma-Camera for Security and Emergency Situation. Proceedings of WM2014 conference. Электронный ресурс.-Режим доступа: [www.wmsym.org/archives/2014/papers/14066.pdf](http://www.wmsym.org/archives/2014/papers/14066.pdf)
6. Ю.Н. Мартынюк и И.Б.Вишневский. Промышленный прототип портативной гамма-камеры для применения на объектах атомной энергетики. АНРИ, 2016 №4(87). С. 13-23.
7. О. П. Иванов и др. Испытания системы визуализации полей гамма-излучения iPIX в НИЦ «Курчатовский институт». АНРИ, 2017 №2(89). С.66-70.

## **Запасающие люминофоры на основе боратов: термическая или оптическая стимуляция**

*М.И. Данилкин<sup>1,2</sup>, А.С. Селюков<sup>1,3</sup>, И.А. Захарчук<sup>1,3</sup>*

<sup>1</sup>*Физический институт им. П.Н. Лебедева РАН, г. Москва, РФ*

<sup>2</sup>*Московский физико-технический институт (национальный исследовательский университет), Московская область, г. Долгопрудный, РФ*

<sup>3</sup>*Московский государственный технический университет им. Н.Э. Баумана, г. Москва, РФ*

Тетрабораты лития и магния хорошо известны как основа для тканеэквивалентных термолюминофоров, используемых для персональной дозиметрии. Помимо термического считывания очень перспективно иметь также возможность оптического считывания детекторов. Если термическое считывание не вызывает особых вопросов, то оптическое считывание детекторов не всегда возможно в силу особенностей физических процессов, происходящих при оптическом считывании. В докладе рассмотрены такие понятия как термотермоактивационный транспортный барьер для переноса дырок в тетраборате лития [1], а также проблемы легирования тетрабората магния редкоземельными элементами, которые могут входить в этот материал как в двухзарядном, так и в трёхзарядном состоянии [2]. Если для трёхзарядных редкоземельных элементов оптическая стимуляция возможна, то для двухзарядных возможно только термическое считывание детекторов.

### **Литература**

- [1] А.С. Селюков, А.Э. Применко, Т.А. Гарденина, М.И. Данилкин. Роль затрудненного транспорта носителей заряда в кинетике термо- и оптически стимулированной люминесценции. // Краткие сообщения по физике ФИАН. – 2020. – Т. 47, № 11. – С. 37-45.
- [2] И.А. Захарчук, М.И. Данилкин, А.С. Селюков [и др.]. О применимости материалов на основе тетрабората магния для считывания дозовой информации при оптической стимуляции. // АНРИ. – 2023. – № 3(114). – С. 45-55.

## **Использование спектрометрических комплексов СКС-07П в радиационном и технологическом контроле ядерных установок и АЭС**

*Ельцин В.Ф., Скакун Г.Е., Чураков А.К., Ермак М.Г.,  
Тимофеев А.В., Бойко Д.В.*

*Группа предприятий «Грин Стар»*

В докладе представлены новые разработки группы предприятий «Грин Стар» при использовании спектрометрических комплексов СКС-07П в радиационном и технологическом контроле ядерных установок и АЭС.

Семейство цифровых амплитудных многоканальных анализаторов модели МКА-01-00-USB(Ethernet), МКА-05 (далее – МКА) и цифровых блоков преобразования сигнала типа БПА-65П с микропроцессорным узлом Beaglebone или БПА-80П с микропроцессорным узлом STM32 ARM Cortex (далее – БПА).

Анализаторы МКА и БПА работают в составе следующих измерительных спектрометрических комплексов или трактов для регистрации:

- гамма-излучения, имеющий в своем составе полупроводниковый блок детектирования на основе кристалла CdZnTe;
- гамма-излучения, имеющий в своем составе блок детектирования на основе сцинтилляционного детектора, изготовленного из различных неорганических сцинтиллирующих материалов, включая кристаллы NaI(Tl), CsI(Tl), CeBr, BGO, LaBr<sub>3</sub>(Ce), SrI<sub>2</sub>(Eu) и другие;
- рентгеновского излучения, имеющий в своем составе кремниевый Si-PIN детектор или кремниевый дрейфовый детектор (SDD) с термоэлектрическим охлаждением;
- альфа-излучения, имеющий в своем составе кремниевые ионно-имплантированные детекторы или ионизационные камеры;
- бета-излучения, имеющий в своем составе блок детектирования на основе детектора, изготовленного из различных сцинтиллирующих пластиков;
- регистрации альфа- и бета-излучения, имеющий в своем составе жидкосцинтилляционное устройство детектирования.

Спектрометрические комплексы и измерительные тракты группы предприятий «Грин Стар» в радиационном и технологическом контроле ядерных установок и АЭС используются для следующих задач:

- технологический радиационный контроль состояния защитных барьеров на всем пути возможного распространения радионуклидов и уровня радиоактивных веществ в технологических средах (лабораторные гамма-спектрометры на базе блоков детектирования из ОЧГ и сцинтилляционных БД, альфа-спектрометры, ЖСС спектрометры и т.д.);

- радиационный дозиметрический контроль (определение уровня радионуклидов в организмах людей с помощью СИЧ на базе блоков детектирования из ОЧГ и сцинтилляционных БД);

- радиационный контроль окружающей среды (замеры газоаэрозольных выбросов; анализ загрязнения радиоактивными веществами растительности, грунта, воздуха, воды поверхностных водоемов, донных отложений, сельхозпродуктов, кормов, рыбы местного производства; анализ жидких и твердых радиоактивных отходов).

## **Возможность использования цератов кальция, стронция и бария в качестве сцинтилляторов для регистрации ионизирующих излучений**

*И.А. Захарчук<sup>1,3</sup>, Осадченко А.В.<sup>1,3</sup>, М.И. Данилкин<sup>1,2</sup>, А.С. Селюков<sup>1,3</sup>, Д.С. Дайбаге<sup>1,3</sup>,  
С.А. Амброзевич<sup>1,2,3</sup>, А.В. Шутов<sup>1</sup>*

<sup>1</sup>*Физический институт им. П.Н. Лебедева РАН, г. Москва, РФ*

<sup>2</sup>*Московский физико-технический институт (национальный исследовательский университет), Московская область, г. Долгопрудный, РФ*

<sup>3</sup>*Московский государственный технический университет им. Н.Э. Баумана, г. Москва, РФ*

Цераты кальция, стронция и бария – это новые материалы, которые могут применяться для создания сцинтилляторов для регистрации ионизирующих излучений. Если церат стронция был прежде изучен в ряде работ [1–4], то все остальные цераты в качестве люминофоров ранее не исследовались. Мы представляем спектры фотолюминесценции и ее возбуждения, а также спектры катодолуминесценции для этих материалов. Измерена кинетика затухания катодолуминесценции с целью определения быстродействия этих сцинтилляторов.

### **Литература**

- [1] Van Pieterse L., Sovarna S., Meijerink A. On the nature of the luminescence of  $\text{Sr}_2\text{CeO}_4$  // Journal of the Electrochemical Society. – 2000. – Т. 147. – №. 12. – С. 4688.
- [2] Rocha L. A. et al.  $\text{Sr}_2\text{CeO}_4$ : electronic and structural properties // Journal of alloys and compounds. – 2014. – Т. 608. – С. 73-78.
- [3] Wei L. et al. Influence of Charge Compensation on Spectra Characteristics of  $\text{SrCeO}_3:\text{Sm}^{3+}$  Phosphor // Journal of the Chinese Ceramic Society. – 2012. – Т. 40. – №. 11. – С. 1636-1640.
- [4] Yugami H., Chiba Y., Ishigame M. Local structures in  $\text{Y}^{3+}$ -doped  $\text{SrCeO}_3$  crystals studied by site-selective spectroscopy // Solid State Ionics. – 1995. – Т. 77. – С. 201-206.

**О необходимости учебно-методических центров по характеристике, выводу из эксплуатации и реабилитации ядерно-опасных объектов на базе организаций, имеющих успешный опыт указанных работ.**

*В. Е. Степанов, О. П. Иванов, В. Н. Потапов*

*НИЦ Курчатовский институт, Москва*

[Ivanov\\_OP@nrcki.ru](mailto:Ivanov_OP@nrcki.ru)

Для повышения ядерной безопасности и физической безопасности правильный выбор новых технологий для проведения измерений (характеристики) загрязненного оборудования, проведения работ по выводу из эксплуатации, реабилитации объектов использования атомной энергии и обучение этим технологиям персонала имеют большую важность. Составляющая технологий, связанная с проведением измерений, непрерывно меняется в связи с разработкой и применением новых измерительных систем. Для демонстрации реальной работы новых систем и выбора из них нужных потребителю, с учетом особенностей его специальных работ, желательна демонстрация работы систем в реальных условиях, проведение тестовых измерений на реальных объектах, загрязненных в процессе эксплуатации. На действующих предприятиях такие пробные измерения-демонстрации невозможны в силу требований безопасности.

В некоторых организациях имеется большой опыт работ с загрязненным оборудованием и технологическими системами при выводе из эксплуатации и реабилитации и такие работы продолжаются.

НИЦ «Курчатовский институт» - одна из таких организаций, он имеет:

- Опыт реабилитации и вывода из эксплуатации сложных «аварийных» объектов – материаловедческих реакторов МР и РФТ, реабилитации большого хранилища РАО на своей территории, работы на базе ВМФ «Гремиха»;
- Разработана серия уникальных приборов и методов для дистанционного исследования загрязнений;
- Имеется большой опыт работы и различных технологий использования измерительных систем совместно с роботами (типа BROKK);
- Площадка института имеет несколько зон с сохранившимися частично загрязненными объектами, установками и инфраструктурой – площадка ВХРАО: грунт с небольшим загрязнением, оборудованные для проведения измерений временные хранилища РАО и другие объекты;

Все эти объекты находятся внутри системы, обеспечивающей физическую и радиационную безопасность. Системы поддержки этих объектов будут работать еще 20-25 лет.

Используя такие предпосылки, при проведении дальнейших работ можно подготовить условия для создания особого центра, если:

- Проводить работы по выводу из эксплуатации и реабилитации, чтобы отдельные стабильные реальные радиоактивные объекты можно было законсервировать и сохранить;

- Разрабатывать и сохранять методики проведения измерений, прототипы разработанных измерительных систем;
- Участвовать в программах обучения по выводу из эксплуатации, отработке методов измерений и технологии работ, проводимых Росатомом и МАГАТЭ;
- Работать над получением необходимых лицензий, разрешений и других документов.

Таким путем можно достичь успеха в создании учебно-методического центра, в котором можно будет проводить:

- Демонстрацию оборудования различных фирм на измерениях реальных объектов;
- Практическую подготовку персонала различных организаций для проведения работ по выводу из эксплуатации и реабилитации;
- Обучение работе с приборами, механизмами, новой техникой при решении измерительных задач в реальных условиях;
- Выбор систем и технологий для решения конкретных задач потребителя;
- Разработку методик для специальных измерительных задач.

Подобное использование выводимых из эксплуатации объектов ядерной энергетики началось значительное время назад и продолжается сейчас в разных европейских странах - Франции, Германии и др. В Бельгии, в центре SCK CEN есть зал с загрязненными теплообменниками, где регулярно проводятся измерения распределения радиоактивного загрязнения в них с помощью инструментов, доставляемых из разных стран Европы [1].

Уникальность площадки НИЦ Курчатовский институт заключается в том, что, с одной стороны, здесь имеются реальные загрязненные объекты, а с другой стороны, они тщательно обследованы опытным персоналом, и, следовательно, другого такого безопасного места в европейской части России не существует.

Несколько российских компаний, производящих соответствующее оборудование и/или поставляющих его в Россию, проявляют заинтересованность в участии в работе такого Центра. Тестирование новых измерительных систем этих компаний уже проводилось ранее в НИЦ Курчатовский институт на нерегулярной основе. Результаты этих испытаний совместно с производителями оборудования были представлены потенциальным заинтересованным потребителям на семинарах и опубликованы [2, 3].

#### Литература

1. <https://www.sckcen.be/en/expertises-0>.
2. О.П.Иванов и др. Испытания системы визуализации полей гамма-излучения iPIX в НИЦ «Курчатовский институт». АНРИ, 2017 №2(89). С.66-70.
3. О.П.Иванов, В.Н.Потапов, А.С.Сафронов. Исследование возможностей портативной комптоновской гамма-камеры Поларис при выводе из эксплуатации и реабилитации объектов атомной промышленности. АНРИ, 2018 №4(95) С. 24-36.

## Контроль качества при измерении гамма-излучающих радионуклидов в упаковках отходов различной геометрии

*В.В. Плисов, М.В. Ивлиев, М.В. Чаузова*  
*АО «ВНИИНМ» им. академика А.А. Бочвара,*  
*г. Москва, Россия*

При выводе из эксплуатации ядерно- и радиационно- опасных объектов (ВЭ ЯРОО) одной из актуальных задач является измерение удельной активности гамма-излучающих радионуклидов в упаковках (бочках, контейнерах и т.п.) непосредственно на местах образования отходов - *in situ* измерения, с целью их предварительной сортировки и/или конечного категорирования РАО.

Для *in situ* измерений используются мобильные или стационарные установки с гамма-спектрометрами с ОЧГ-детектором. При этом, как правило, расчет эффективности регистрации гамма-квантов и активности радионуклидов для различных геометрий измерений производится с использованием специального программного обеспечения (СПО) по методу Монте-Карло. Для этого выполняется первичная калибровка (характеризация) детектора на заводе-изготовителе или непосредственно оператором.

При таком подходе для обеспечения достоверности измерений необходим контроль качества калибровки детектора, применяемой математической модели расчета эффективности регистрации гамма-квантов и корректности вводимых в СПО параметров измеряемых объектов при работе оператора.

В существующих на данный момент методиках измерений способ контроля качества калибровки детектора, правильности введенных в СПО данных и работы оператора отсутствует.

Для контроля качества калибровки детектора предлагается использовать модельные аттестованные объекты (АО) основных используемых геометрий измерения, например, цилиндр, параллелепипед, «точка за защитой» и т.д.

Для изготовления АО в форме цилиндра и параллелепипеда используется матрица (например, гипсовая смесь) с включением в неё образцовых радионуклидных растворов (ОРР) на основе набора радионуклидов ( $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{152}\text{Eu}$  и др.). Матрица с радионуклидами помещена в герметичный контейнер из нержавеющей стали с известной толщиной стенки.

Пример геометрических размеров и радиационных характеристик АО в форме цилиндра и параллелепипеда представлены в таблице 1.

Таблица 1 Пример параметров АО

Геометрия АО	Геометрические размеры АО, мм	Радионуклид	A, кБк	±Δ, кБк	A <sub>уд.</sub> , кБк/кг	±Δ, кБк/кг
Цилиндр	225x198	<sup>60</sup> Co	30,7	1,2	3,67	0,15
		<sup>137</sup> Cs	33,4	1,3	3,98	0,17
		<sup>152</sup> Eu	30,8	1,2	3,68	0,15
Параллелепипед	322x246x190	<sup>60</sup> Co	61	7	3,04	0,35
		<sup>137</sup> Cs	66	8	3,30	0,40
		<sup>152</sup> Eu	61	7	3,05	0,35

Также возможно применение АО, моделирующих ситуацию «точечный источник за двумя слоями защиты», где первый слой моделирует стенку контейнера (металл), а второй – материал отходов (бетон, пескобетон, металл, пластик и др.).

Контроль качества измерений гамма-излучающих радионуклидов с использованием АО был предложен в типовых методиках измерения «Единых отраслевых методических указаниях по измерению радиационных характеристик отходов», утвержденных приказом Госкорпорации «Росатом» от 02.02.2020 № 1/1433-П (ЕОМУ), а также использован при разработке рабочих методик измерений для центров компетенций по выводу из эксплуатации АО «ТВЭЛ» и опробован на предприятиях АО «АЭХК» и АО «СХК»

Также одним из перспективных направлений применения АО является использование их при проведении межлабораторных сличительных испытаний в области измерений радиационных характеристик упаковок РАО.

## **SiPM – ретроспектива: история появления, этапы развития, характеристики и ограничения применения на практике.**

*Бужан П.Ж., Каракаш А.И., Теверовский Ю.Л.  
НПП «ДОЗА», Москва, Зеленоград.*

### **SiPM, MPPC, Si-ФЭУ, GAPD – как корабль назовешь, так оно и поплывет... (народная пословица)**

SiPM, MPPC, Si-ФЭУ, GAPD - это разные коммерческие названия одного класса фотодетекторов, который представляет из себя полупроводниковый прибор, состоящий из большого количества (обычно от ~ 100 до нескольких тысяч) лавинных микродиодов, работающих в гейгеровском режиме, включенных в параллель на одну нагрузку. В настоящий момент выпускаются различные детекторы с размерами от 1x1 мм до 6x6 мм.

#### **История появления.**

Прародителем существующих на настоящий момент SiPM можно считать SPAD детектор (INFN, Кова и др), который появился в 60-х годах прошлого века. Он представлял собой лавинный диод размером 100-200 мкм, работающий в гейгеровском режиме. Основным его применением стало использование в приборах, измеряющих времена люминесценции в однофотонном режиме.

В 80-х годах прошлого века на МЭЛЗе (Головин, Садыгов, Шубин) была создана лаборатория полупроводниковых фотодетекторов. Результатом ее деятельности стало получение к середине 90-х годов первых рабочих образцов прародителя SiPM – MRS структуры. При этом разработчики пытались самостоятельно найти сферу их применения. Одним из возможных применений на тот момент виделось использование этих детекторов в физике высоких энергий, которая на тот момент испытывала большой подъем.

В конце 90-х первые детекторы от ЦПТА (Головин) попали на исследование в МИФИ (Долгошеин). После этого в сотрудничестве с Пульсар (Клемин) была проделана большая работа по пониманию работы SiPM и улучшению его характеристик.

В продвижении SiPM на мировую арену большую роль сыграл Кланнер (ДЭЗИ), который пробил финансирование, позволившее разработать и создать сначала прототип (MiniCAL – 100 детекторов), а затем и рабочую (более 10'000 детекторов) секцию («1 кубометр») адронного калориметра HCAL (ДЕЗИ) для планируемого эксперимента FLC/LC. К 2005 году сборка и настройка этой секции была завершена, и по настоящее время она используется в методических тестах.

NDIP 2005 (Beaune) – эту конференцию можно считать знаковым моментом для развития современных SiPM. Если к 2002 году фирм, которые проводили работы в области SiPM, было мало (ЦПТА/Photonique, Садыгов - Zekotek, INFN (Италия), SensL, Пульсар-МИФИ), то после 2005 года их количество стало стремительно расти.

К настоящему времени компаний, производящих коммерческий продукт, насчитывается более 20. Бесспорным лидером в настоящее время является фирма Hamamatsu.

Хочется отметить, что в 2000-х годах появился прибор Садыгова, который благодаря своей конструкции (гомогенная структура), обладал рядом преимуществ над приборами всех других производителей (гетерогенная структура). Однако наладить массовое производство ни в России, ни за рубежом, к большому сожалению, ему не удалось.

#### **Характеристики, ограничения с точки зрения применения.**

Основной характеристикой фотодетектора, которая интересует разработчика, является квантовая эффективность (QE). Для SiPM, в связи с особенностью его работы и структурой (большого количества изолированных элементарных ячеек), термин квантовая эффективность можно применять только к материалу, т.е. Si. Однако, в зависимости от используемого перенапряжения, вероятность развития гейгеровского разряда в ячейке не равняется 1. Это характеристика называется гейгеровской эффективностью (Ge). Для перенапряжений порядка 3 – 4 В гейгеровская эффективность обычно близка к единице.

В зависимости от конструкции прибора размер ячейки может составлять от ~10 мкм до ~ 100 мкм. При этом ячейки должны быть надёжно электрически и оптически разделены, что приводит к появлению нечувствительных к свету «мертвых» зон между ячейками. Ширина этих зон обычно более единиц мкм. Отношение площади чувствительной области всех ячеек к площади всего SiPM, называется геометрической эффективностью (Fill Factor, FF). Исходя из всего перечисленного, для описания чувствительности SiPM к свету вместо QE введена специальная величина PDE – Photo Detection Efficiency, которая определяется как:

$$PDE = QE * Ge * FF$$

#### **Усиление.**

Следующей важной характеристикой для разработчика является усиление - M. Для SiPM усиление можно легко определить из формулы:

$$M = dU * C / e ,$$

Где dU – перенапряжение

C – емкость одной ячейки (определяется размером одной ячейки)

e – заряд одного электрона.

Необходимо отметить, что на «видимое» для разработчика усиление влияет величина и конструкция гасящего резистора.

#### **Шумы**

Под шумами для SiPM понимается срабатывание (развитие гейгеровского разряда) ячейки в отсутствии внешнего источника света. При этом «шумовой» сигнал с ячейки не отличается от сигнала, создаваемого в результате регистрации внешнего фотона.

Основной источник шума – это термогенерация свободных носителей заряда в объеме развития лавины в ячейке детектора.

### **Послеимпульсы**

После срабатывания ячейки через некоторое время в ней может повторно развиваться гейгеровский разряд. Такой эффект называется послеимпульсом.

### **Оптическая связь**

При возникновении лавины в ячейке образуется некоторое количество фотонов, которые могут с некоторой вероятностью вызвать срабатывание соседней ячейки. Такой эффект называется оптическая связь.

Здесь хочется сделать некоторое пояснение. При одном перенапряжении, чем больше размер ячейки, тем больше усиление M и PDE, однако при этом возрастает и оптическая связь, которая ухудшает амплитудное разрешение и уменьшает наклон шумовой характеристики.

### **Временное разрешение.**

Время развития гейгеровского разряда у SiPM определяется областью пространственного заряда, перенапряжением и внутренней структурой, и составляет менее 1 нс. Поэтому SiPM является одним из лидеров по временному разрешению среди фотодетекторов с внутренним усилением.

### **Динамический диапазон.**

Исходя из того, что в приборе ограниченное количество ячеек, выходной сигнал в зависимости от засветки будет нелинеен и определяется формулой:

$$N_{out} = N_{tot} * (1 - \exp(-PDE * N_{ph} / N_{tot}))$$

При этом надо сделать замечание, что эта формула справедлива только для вспышек, которые существенно короче времени восстановления ячейки. Для «длинных» вспышек эффективное количество ячеек возрастает.

### **Температурная зависимость.**

Определяется дрейфом пробойного напряжения с температурой. Для рабочего перенапряжения зависимость усиления от температуры составляет величину порядка 1-1,5 %/°C. При этом с ростом температуры частота шумовых импульсов для фиксированного перенапряжения увеличивается в 2 раза на каждые 8 градусов.

Сравнительные характеристики SiPM, изготавливаемых в 2002 г., в 2023 г. и вакуумных ФЭУ

	SiPM 2002 год	SiPM 2023 год	Вакуумный ФЭУ
Усиление	10 <sup>5</sup> - 10 <sup>6</sup>		10 <sup>2</sup> – 10 <sup>8</sup>
QE/PDE [%]	10 – 15	25 – 50	20 – 50
Шумы [имп/(с *мм <sup>2</sup> )]	2*10 <sup>6</sup>	10 <sup>5</sup>	Менее 1
Оптическая связь	15%	5%	отсутствует
Временное разрешение [пс]	~ 200	~ 100	~ 300

Чувствительность к магнитному полю	Не чувствителен до 8 Тл		Сильно чувствителен
Размер чувствительной области [мм]	1x1 – 3x3	1x1 – 6x6	D 8 - >100

### **Области использования SiPM.**

По внутреннему усилению и эффективности регистрации света SiPM является заменой классического ФЭУ, но при использовании в аппаратуре разработчику необходимо учитывать и другие характеристики и аккуратно подходить к его применению.

В следующей части мы вкратце рассмотрим прогресс, который произошел в различных приборах, использующих SiPM, за последние 20 лет. За начало нами выбран доклад на NDIP-2005 и статья [1].

### **Радиометрия.**

В некоторой степени HСAL является радиометром и поэтому, на наш взгляд, сравнение характеристик с разработанной в НПП ДОЗА серией альфа-бета радиометров (РЗБА-07Д, РЗБА-09Д, РЗБА-25Д) вполне уместно. Если в 2002 году сигнал от  $\text{mip}$  составлял 10 – 20 ячеек в зависимости от размера сцинтиллятора, то в 2020 году в детекторе РЗБА-07Д сигнал от  $\text{mip}$  составляет 40 – 70 ячеек. А эффективность регистрации С-14 не ниже 10 %.

### **Спектрометрия.**

В классической спектрометрии детекторы с щелочно-галлоидными сцинтилляторами и классическими ФЭУ или  $\text{Pn}$  - диодами обычно сравниваются по разрешению пика Cs-137, подразумевая, что детектор линеен в диапазоне энергий от 30 кэВ до 3 МэВ. В детекторах с SiPM нелинейность вводится самим SiPM (которую можно исправить в пост-обработке), а также происходит ухудшение энергетического разрешения в связи с оптической связью между ячейками. Поэтому все ухищрения, используемые в многодетекторных системах светосбора (несколько SiPM на одном кристалле), дадут результат хуже по сравнению с классическими детекторами.

В дозиметрии существует ряд задач, в которых не требуется предельного разрешения и использования больших по объему сцинтилляторов. В этом случае можно обойтись без исправления нелинейности отклика. Так, например, в дозиметре «Чиж», который использует метод расчета дозы по аппаратурному спектру, разрешение для Cs-137 составляет ~ 15%. Детекторы тепловых нейтронов БДМН-100-07 и БДКН-Р5Д дают разрешение ~12%. В спектрометрическом детекторе БДЕГ-05, в котором используется сцинтиллятор CsI(Tl) d40x60 и многодетекторная система светосбора, разрешение не хуже 9%.

## **Медицина**

Все производители SiPM мечтают о большом рынке сбыта, и медицина выглядит очень привлекательной областью. Медицинские задачи грубо можно разделить на несколько направлений – рентгенография и задачи обнаружения и локализация источника (ПЭТ).

Для классической рентгенографии очень важен динамический диапазон измерения. Т.к. SiPM изначально имеет ограниченное количество ячеек, то в схемах накопления заряда прямая замена ФЭУ/PiN на SiPM не представляется возможной. Однако, применение SiPM с небольшим тяжелым сцинтиллятором, дает возможность использования однофотонной регистрации и переход в полуцифровой режим, что может открыть новую область применения.

Использование SiPM в задачах ПЭТ всегда смотрелось очень привлекательным с точки зрения создания ПЭТ-МРТ сканеров. Другое направление – создание временного ПЭТ. В научных лабораториях созданы прототипы этих устройств.

Однако использование в медицине детекторов с малой площадью имеет и отрицательную сторону. Резко возрастает количество каналов электроники, что приводит к резкому возрастанию стоимости изделия, а также возникают проблемы с тепловыделением. Решением этой проблемы может стать разработка дешевых, доступных, многоканальных Front-End систем.

## **Народное хозяйство.**

Исходя из хорошего временного разрешения, SiPM мог бы найти широкое применение в лидарных системах в автомобилестроении. Однако основной проблемой его применения в настоящий момент является материал, на котором он изготовлен – Si, имеющий границу регистрации в области длин волн ~900 нм. Для лидарных систем нужен детектор с чувствительностью в области 2 мкм.

## **Выводы.**

В 2000-х годах появился новый тип полупроводниковых детекторов – SiPM, который на данный момент достиг своих «предельных» характеристик. SiPM обладает как плюсами, так и минусами, по сравнению с другими фотодетекторами. На данный момент, основными сдерживающими факторами применения его в приборостроении является:

1. Его новизна для разработчика
2. Необходимость дешевой, доступной, конфигурируемой под задачу многоканальной Front-End электроники.

Литература:

1. B. Dolgoshein et al. Status report on silicon photomultiplier development and its applications. NIMA 563 (2006) 368–376

## **Использование метода меченых нейтронов для прикладных и фундаментальных ядерно-физических исследований**

*В. Ф. Батяев, С. Г. Беличенко, М. Д. Каретников, А. Д. Мазницин, А. Ю. Пресняков*  
*ФГУП «Всероссийский научно-исследовательский институт*

*автоматики им. Н. Л. Духова»*

*Россия, 101000, г. Москва, Моспочтамт, а/я 918, +7(495) 730-1282, доб. 4-86*

*[MDKaretnikov@vniia.ru](mailto:MDKaretnikov@vniia.ru)*

Наносекундный метод меченых нейтронов (ММН) основан на пространственно-временном анализе событий, возникающих при движении 14 МэВ нейтрона, время вылета, энергия и направление движения которого известны за счет регистрации сопутствующей нейтрону альфа-частицы. Появление интенсивного генератора меченых нейтронов с альфа-детектором ИНГ-27, разработанного во ФГУП ВНИИА, привело к существенному расширению области применения меченых нейтронов. В настоящее время ММН находит применение для нейтронного анализа состава вещества, а также является удобным инструментом для прикладных и фундаментальных ядерно-физических исследований. Этому способствуют следующие особенности:

- измерение нейтронного потока с абсолютной погрешностью менее 5% и относительной менее 1% в широком диапазоне потока нейтронного генератора;
- измерение угла вылета 14 МэВ нейтронов с погрешностью до 0,02 рад и пространственных координат места взаимодействия меченых нейтронов с ядрами вещества;
- высокое отношение эффект/фон за счет пространственно-временной дискриминация событий, обусловленных взаимодействием с веществом «немеченых» нейтронов и вторичного излучения;
- возможность калибровки гамма-детекторов непосредственно в экспериментах с помощью специальных объектов-калибраторов, при прохождении в которых меченых нейтронов испускаются гамма-линии, которые легко интерпретируются на спектре ММН (альфа-гамма совпадений), а также с помощью эталонных радиоизотопов по спектру без совпадений с минимально значимым присутствием пиков от этих радиоизотопов на спектре ММН.

В работе рассмотрены примеры использования ММН для некоторых актуальных задач:

- определение отклика гамма-детекторов при воздействии 14 МэВ нейтронов;
- измерение угловой анизотропии выхода гамма-квантов и эффекта Доплера при неупругом рассеянии нейтронов.

Приводится описание устройств с мечеными нейтронами, особенности проведения и результаты экспериментов. Полученные данные находятся в хорошем соответствии с расчетами и экспериментальными результатами других авторов.

## **Проект единой информационной системы радиационного загрязнения окружающей среды на примере Российского лесного хозяйства**

*А. Д. Карнов, А.Г. Лебедев, А. Н. Раздайводин*

*ФБУ Всероссийский НИИ лесоводства и механизации лесного хозяйства*

*141202, Московская обл., г. Пушкино, ул. Институтская, 15*

*e-mail: [info@roslesrad.ru](mailto:info@roslesrad.ru)*

В Российском лесном хозяйстве система радиационного мониторинга существует более 30 лет. На сегодняшний день в региональных филиалах насчитывается 10 лабораторий радиационного контроля, изучающих содержание в лесных компонентах как природных, так и техногенных радионуклидов. Все лаборатории оснащены дозиметрическим и радиоспектрометрическим оборудованием, работающем, в большинстве случаев, под программным обеспечением «Прогресс». Используемое ПО и методические рекомендации по проведению радиационного обследования лесов не обеспечивают долгосрочного хранения полученных результатов исследований [1,2]. Действующие требования к проведению радиационных обследований подразумевают, в основном, использование бумажных носителей как на этапе отборов, так и при выводе конечных результатов. На сегодняшний день в системе радиационного мониторинга лесов нет единой цифровой системы, в которой хранились бы все данные проведенных радиационных обследований, включая первичные результаты радиоспектрометрического анализа. Отсутствие информационной системы такого рода усложняет возможность анализа многолетней накопленной информации о содержании радионуклидов в природных ресурсах и не позволяет оценить все аспекты последствий радиационного загрязнения окружающей среды. В связи с этим возникла необходимость в создании универсальной цифровой платформы, которая объединяла бы в себя весь накопленный материал всех лабораторий радиационного контроля в один цифровой информационный буфер [3].

Возможность реализации такой системы была построена на принятии единых стандартов при проведении радиационно-исследовательских работ. Первичное и обязательное требование – это кодировка отбираемых проб и исследуемых лесных участков. Описание проб и участков отборов должно проводиться в едином формате, что позволяет систематизировать накопленные данные в удобном для пользователя формате. Главные требования к описанию участков – это фиксация географических координат, расположения участка в системе учета лесного хозяйства, фиксация мощности экспозиционной дозы ионизирующего излучения на расстоянии 0,1 и 1 метров от поверхности земли не менее чем в 5 точках, а также фиксация даты описания участка. При передаче проб в лабораторию обязательным требованием является наличие журналов отбора в электронном виде. Если какая-либо проба не учтена в электронном реестре, то это может нарушить весь процесс систематизации результатов исследования.

В рамках единой цифровой системы, для измерения содержания радионуклидов в счетных образцах проб, было принято использовать на всем спектрометрическом оборудовании только программный пакет SpectraLineBG российского разработчика ООО «ЛСРМ». Такой выбор связан прежде всего с широким функционалом программного обеспечения, таким как: возможность подключения к большинству радиоспектрометрического оборудования; удобный для пользователя интерфейс работы; гибкие настройки приборов; возможность вручную обрабатывать получаемые спектры ионизирующего излучения. Но главные преимущества SpectraLineBG для его использования — это настройка доступа к файлам конфигурации и возможность создания программных дополнений под любые необходимые задачи. Каталоги конфигураций спектрометрических приборов были перенесены на единое облачное хранилище с возможностью их разделения по пользователям и синхронизации файлов с административным центром системы. Это дало возможность долгосрочного хранения настроек приборов и результатов измерений радионуклидов в отобранных пробах, а также обеспечить удаленный контроль за проведением измерений и оперативный доступ к полученным результатам.

Для автоматизации управления спектрометрическим оборудованием совместно с разработчиками ООО «ЛСРМ» были разработаны дополнения к SpectraLineBG. Во-первых, это автоматизация процессов калибровки спектрометров и сохранения результатов измерений в принятом едином формате файлов. Во-вторых, описание образца было увеличено до 5 параметров, а также был реализован алгоритм автоматической загрузки описания образцов по коду пробы из электронного журнала. Эти дополнения позволили значительно оптимизировать и ускорить работу оператора спектрометров.

Для объединения результатов содержания радионуклидов в лесных компонентах в ФБУ ВНИИЛМ была разработана программа «Радиационная спектрометрия (Сбор, хранение и анализ данных о содержании радионуклидов в природных экосистемах)» [4]. Программа «Радиационная спектрометрия» проводит сканирование множества текстовых отчетов, формата xml, всех спектрометров и записывает результаты измерений в единую базу данных. Программа также позволяет выгружать данные в электронную таблицу типа Excel для их статистической обработки и использованию в любой другой программной среде. Доступ к базам данных осуществляется по логину и паролю в соответствии с правами доступа. Права доступа позволяют сделать выборку данных по пользователю или организации. Это дает возможность использовать единую базу данных в разных организациях, но работать только с доступной пользователю информацией, исключая доступ к чужим данным. Созданная динамическая защита и шифрование данных обеспечивает их безопасность от взлома и стороннего доступа. Интерфейс программы позволяет использовать не только базы данных первичных спектрометрических измерений [5,6], но и другие, в которых содержится необходимая информация о радиационном загрязнении окружающей среды [7]. Данная программа может использоваться

специалистами разного уровня: как операторами спектрометрического оборудования, так и сотрудниками, которые проводят анализ полученных результатов и на их основе принимают регламентирующие решения.

Функциональные возможности разработанной информационной системы могут быть использованы в любой организации, занимающейся радиационным обследованием окружающей среды. Универсальность принятых стандартов позволяет использовать разработанную методологию не только в лесном хозяйстве, но и в сельском хозяйстве, геологии, гидробиологии и т.д.

Внедрение системы в Российское лесное хозяйство дало положительный результат. На сегодняшний день в системе работают 11 спектрометров бета- и гамма-излучения, расположенных в лабораториях трех регионах РФ. Система содержит более 30 тысяч результатов бета- и гамма-спектрометрического анализа, с описанием около 2000 лесных участков, на которых проводился отбор проб. По мере возможности, планируется внедрение системы во все лаборатории радиационного контроля лесного хозяйства, а также в сторонние организации, заинтересованные в использовании ее функциональных возможностей.

С точки зрения ведения радиационного мониторинга система имеет большой потенциал. Накопленные многолетние данные о содержании радионуклидов в объектах окружающей среды с привязкой к координатам являются основой для создания автоматизированной картографической платформы с информацией о радиационном загрязнении природы. Реализация данного проекта даст специалистам удобный инструмент, который поможет оперативно использовать накопленный материал при проведении полевых работ, а также при принятии регламентирующих решений.

#### Список литературы

1. МИ 2453-2015 Методика радиационного контроля. Общие требования
2. Методические рекомендации по проведению контроля содержания радионуклидов в лесных ресурсах. Утв. Приказом Рослесхоза (Федерального агентства лесного хозяйства) от 16.03.2009 № 81
3. Development of the automated data management system for radiation monitoring of forests // A D Karpov et al 2021 IOP Conf. Ser.: Earth Environ. Sci. 875 012090
4. Радиационная спектрометрия (Сбор, хранение и анализ данных о содержании радионуклидов в природных экосистемах) / А.Д. Карпов, А.Г. Лебедев, И.Ю. Горбунов, А.И. Радин, А.Н. Раздайводин // Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2023667874, принято 21.08.2023
5. Содержание гамма-излучающих радионуклидов в компонентах лесных экосистем / А.Д. Карпов, И.Ю. Горбунов, А.Н. Раздайводин, А.И. Радин // Свидетельство о государственной регистрации БД № 2019621631 от 16.09.2019
6. Содержание бета-излучающих радионуклидов в компонентах лесных экосистем / А.Д. Карпов, А.И. Радин, А.Н. Раздайводин, А.Г. Лебедев // Свидетельство о государственной регистрации БД № 2019622093 от 15.11.2019

7. Комплексное описание участков отбора проб для радиоэкологических исследований в лесах Российской Федерации / А.Н. Раздайводин, Д.Ю. Ромашкин, А.А. Белов, А.Д. Карпов, А.А. Пророков // Свидетельство о государственной регистрации № 2020620262 от 12.02.2020

## **Имитация объемных мер активности источниками закрытого типа на спектрометре МКС-АТ1315 при проведении поверки**

*А.А. Кийко, В.В. Семерикова*

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

Поверка средств измерений подтверждает соответствие средств измерений требованиям метрологических нормативных документов. Для многих спектрометров она осуществляется с помощью объемных мер активности. В связи со спецификой решаемых задач в области спектрометрии ионизирующего излучения процесс разработки и создания объемных мер активности (стандартных образцов) для калибровки, градуировки и поверки спектрометрического оборудования не только является дорогостоящим, но и требует привлечения специалистов высокой квалификации с уникальным специфическим оборудованием. Учитывая данные обстоятельства, требуется упростить некоторые подходы в проведении поверки и перейти от объемных мер активности к их имитантам.

Спектрометр МКС-АТ1315 – двухдетекторное устройство, состоящее из БДГ – блока детектирования гамма, и БДБ – блока детектирования бета. Расчет активностей в радиометрическом режиме осуществляется с использованием информации с двух детекторов одновременно, что не позволяет использовать стандартный подход в имитации объемных проб.

В работе рассматривается возможность имитации образцового радионуклидного раствора (ОРР) Sr-90 источниками типа 1СО, 3СО, 4СО, 5СО и определяется оптимальный тип источника. Оцениваются вклады этих источников в гамма-канал спектрометра при размещении данных источников на стальных насадках. Рассчитывается оптимальная толщина пластикового рассеивателя для имитации раствора малой удельной активности. Для имитации ОРР Cs-137 используются источники типа ОСГИ в различных сочетаниях с уже существующими и используемыми для поверки стальными насадками. Особое внимание уделяется вопросу комбинации стальных насадок с источником для имитации объемных мер с удельной активностью, необходимой для поверки нижней точки диапазона измерения. Также анализируются спектры отклика блоков детектирования и рассчитываются коэффициенты перехода.

Показано, что применение широко используемых источников типа ОСГИ и СО совместно с насадками-рассеивателями обеспечивает условия, необходимые и достаточные для проведения поверки стационарного гамма-бета-спектрометра МКС-АТ1315.

## **Новые разработки ООО «ЛСРМ» в области программного обеспечения для ядерной спектрометрии**

*Н.С. Демина, Е.А. Ковальский, И.В. Кувыкин,  
Р.А. Пономаренко, С.Л. Соловьева, А.А. Трохан, В.Н. Фесенко  
ООО «ЛСРМ», г. Зеленоград, Россия.*

Компания ООО «ЛСРМ» продолжает создание нового и адаптацию уже существующего программного обеспечения для решения разнообразных спектрометрических задач под UNIX-совместимые операционные системы отечественных производителей.

Основным направлением разработки является программное обеспечение для измерения и обработки гамма- и бета-спектров полупроводниковых и сцинтилляционных детекторов разных модификаций. В этом направлении проводится разработка двух спектрометрических программ, одна из которых поддерживает ограниченный набор функций и предназначена для рутинных операций по измерению и обработке спектров сцинтилляционных детекторов, в том числе и совместной обработки гамма- и бета-спектров, другая содержит полный набор функций, необходимый для прецизионной обработки спектров. В рамках этой задачи также разработаны унифицированные кроссплатформенные драйверы для работы с распространенными спектрометрическими устройствами производства компаний АО «НПЦ «Аспект», «АТОМТЕХ», АО «ИФТП» и других производителей оборудования.

Другое важное направление разработки – это программное обеспечение для моделирования методом Монте-Карло эффективности регистрации и спектров гамма-излучения. В случае объектов лабораторных геометрий используется программа Nuclide Master Plus, а для объектов больших размеров – EffMaker. Разработка кроссплатформенных версий этих программ Nuclide Master Plus 2.11 и EffMaker 4.0 находится в завершающей стадии. В ходе разработки были улучшены методы моделирования, что позволит использовать программное обеспечение для более широкого круга геометрий. Так, для Nuclide Master Plus была добавлена возможность создания объектов произвольной формы с помощью конструктора, расширен набор геометрических примитивов, в том числе добавлен объект «усеченный конус».

Модульная архитектура разрабатываемого кроссплатформенного программного обеспечения позволяет собирать из отдельных сервисов системы, которые могут работать на различных компьютерах в одной сети и настраиваться под конкретные требования. Примером такой системы является программный комплекс Heraclitus, который позволяет проводить радиационный мониторинг радионуклидов в реальном времени, используя программы для прецизионной обработки и измерения спектров семейства SpectraLine. В настоящее время программное обеспечение на базе этого комплекса планируется использовать для

управления работой оборудования при контроле активности газа в системе контроля герметичности оболочки тепловыделяющих элементов РУ БРЕСТ-ОД-300 разработки АО «НИКИЭТ» и для проведения измерений с использованием спектрометров объемной активности гамма-излучающих радионуклидов в жидких средах МЖГ-А производства АО «НПЦ «Аспект».

## **Исторический опыт и современное состояние аппаратуры дистанционного радиационного контроля для пилотируемых и беспилотных летательных аппаратов**

*В.А. Кожемякин*

*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»,*

*г. Минск, Республика Беларусь*

Назначение и использование бортовых средств радиационного контроля в составе летательных аппаратов охватывает важный перечень задач, таких как:

- дистанционная разведка и контроль радиационной обстановки на радиоактивно загрязненной местности вследствие масштабных ядерных аварий или инцидентов;
- мониторинг радиационной обстановки на местности в зоне АЭС, ядерно-технических центров и предприятий, связанных с переработкой и хранением радиоактивных отходов;
- поиск, обнаружение и локализация точечных источников гамма-излучения, радиоактивно загрязненных конструкций и их элементов, малоразмерных радиоактивных пятен на местности;
- геофизика в части поиска месторождений урановых руд;
- инспекционный контроль состояния среды в зоне отработанных месторождений в нефтегазовой отрасли.

В докладе представлены материалы, связанные с разработкой, испытаниями и освоением выпуска аппаратуры и устройств дистанционного контроля, предназначенных для использования в составе пилотируемых и беспилотных летательных аппаратов, выполненных сотрудниками предприятия «АТОМТЕХ» в период с 1968 по 2023 годы. При этом направления исследований и создания бортовых средств радиационного контроля касались их использования в составе пилотируемых и беспилотных летательных аппаратов различного типа, в т.ч. и малоразмерного класса, выполняющих как дозиметрические, так и спектрометрические функции.

## Расчёт активности линейного источника для уровнемера

*А.В. Копылов, И.В. Бурьяненко  
АО «РИТВЕРЦ», Санкт-Петербург*

В 2023 году сохраняется тенденция ухода западных фирм с российского рынка. А вместе с организациями уходят целые технологии. Некоторые производства, активно использующие в своих процессах импортные приборы, оказались в затруднительном положении. Эта проблема касается самых разных технологий. В частности, металлургические предприятия, использующие уровнемеры с гамма-источниками, как наиболее эффективный метод для просвечивания больших толщин плотных материалов (расплавов металлов). Эти компании, по причине отсутствия отечественных аналогов уровнемеров, оказались в сложном положении.

В нашем случае, уровнемеры — устройства, которые измеряют уровень расплавленной стали в технологическом сосуде (форме) путем регистрации ослабленного гамма-излучения, проходящего через него. Форма оснащена источником (или источниками) ионизирующего излучения, например Co-60, с одной стороны, и чувствительным детектором, например сцинтилляционным счетчиком, с другой.

Измеряя изменение интенсивности излучения в зависимости от уровня расплава в форме, можно уточнять его объем и регулировать процесс розлива.

Этот метод позволяет проводить бесконтактные измерения там, где тепло расплавленного металла делает контактные методы и даже многие бесконтактные методы нереализуемыми.

АО «РИТВЕРЦ» взялось за решение проблемы импортозамещения. Зарубежная конструкция подразумевала использование активной части в виде облученной проволоки с Co-60, намотанной на стержень с разным шагом. Повторение такой же технологии вызвало сомнение, поскольку требовалось бы рассчитывать режимы облучения и проводить само облучение, также при этом усложнялись некоторые аспекты эксплуатации таких источников. Например, возникали вопросы, с каким именно шагом наматывать проволоку или как испытывать такие источники. Поэтому было принято решение исполнить составной источник как серию комбинированных точечных активных частей, равномерно распределённых по всему стержню с разными активностями. При этом нерешённым оставался основной вопрос: каким именно образом нужно распределить активность, чтобы зависимость скорости счёта от высоты уровня была линейной?

В докладе представлено решение этой задачи двумя методами: аналитическим расчётом в заданной модели, а также моделирование ослабления излучения в системе методом Монте-Карло. Стоит сразу отметить следующее: так как система является динамической, при любом возможном распределении активностей при увеличении высоты столба ослабление будет происходить по экспоненциальному закону, поэтому возможно лишь квазилинейное распределение.

В результате проведенных аналитических расчётов было получено распределение активностей в составных частях комбинированного источника. Также в работе приведено сравнение отклонений скорости счёта от линейного закона в зависимости от уровня заполнения для двух распределений активности. Аналогичные данные были получены в результате моделирования методом Монте-Карло.

## Проблемы метрологического обеспечения измерений активности «чистых» бета-излучающих радионуклидов

С.В. Коростин, А.В. Сень

ООО «НТЦ Амплитуда» – Зеленоград, Москва, Россия

Государственный первичный эталон единиц активности радионуклидов, удельной активности радионуклидов, потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников ГЭТ 6-2016 (ВНИИМ им. Д.И.Менделеева) воспроизводит значение единицы активности для «чистых» бета-излучающих радионуклидов в аликвотах слабокислых водных растворов («эталонный раствор») [1].

С другой стороны, в метрологической практике применяются твердотельные источники бета-излучения на основе Sr-90 различных типов: плоские типа СО, гранулированные и объемные (т.н. ОИСН или ОМАСН). Измерение активности с применением ГЭТ 6-2016 любого из этих источников можно провести только либо при его изготовлении из аликвоты «эталонного раствора» [2], либо методом компарирования с применением в качестве репера аликвоты «эталонного раствора». Отметим, что «метод изготовления» исключает независимое измерение активности источников и, как следствие, возможность периодической калибровки/поверки таких источников

Метод компарирования по определению предполагает максимально возможную эквивалентность измеряемого источника и эталона. Эквивалентность геометрий измерений достигается применением специализированной кюветы для «эталонного раствора». Эквивалентность поглощения бета-излучения в матрице калибруемого источника и в аликвоте «эталонного раствора» обеспечивается допированием определенным количеством соли.

В докладе представлены результаты исследований эквивалентности перспективных материалов для изготовления эталонных источников Sr-90 и допированных эталонных растворов. Также изучалось влияние испарения «эталонного раствора» в процессе измерений на результат компарирования.

В работе также проанализировано текущее состояние обеспечения прослеживаемости измерений активности источников Sr-90 при аттестации/поверке вторичных и рабочих эталонов. В частности, показано, что источники типа СО не имеют прослеживаемости по активности к ГЭТ 6-2016 и, строго говоря, не могут применяться в качестве эталонов активности.

1. И.В. Алексеев, А.В. Заневский, Г.В. Жуков, Н.Н. Моисеев, С.В. Сэпман, Е.Е. Терещенко, С. Г. Трофимчук, И. А. Харитонов, Т.И. Шильникова // Измерительная техника, 2019, № 8, стр. 3-7
2. Т.И. Шильникова, И.В. Алексеев, С.М. Аршанский, Г.В. Жуков, А.В. Заневский, Н.Н. Моисеев, А.А. Осокина, С.В. Сэпман, Е.Е. Терещенко // АНРИ, 2021, №4 (107), стр. 18-30.

## **Новые возможности программного обеспечения ООО «ЛСРМ» для моделирования испускания и поглощения гамма-излучения**

*Дёмина Н.С., Кувькин И.В., Бирюков Д.А., Соловьева С.Л., Ковальский Е.А.  
ООО «ЛСРМ», г.Зеленоград*

ПО ЛСРМ для моделирования испускания и поглощения гамма-излучения в веществе по методу Монте-Карло представлено двумя продуктами: Nuclide Master Plus и EffMaker.

Nuclide Master Plus реализует более точный расчёт, хотя и более медленный, и предназначен для расчёта эффективности регистрации, поправок на истинное суммирование и спектров гамма-излучения в лабораторных геометриях.

EffMaker использует менее точный метод расчёта, но значительно более быстрый, что подходит для расчёта эффективности регистрации и спектров гамма-излучения больших источников, например, упаковок с радиоактивными отходами (РАО).

В новой версии программы Nuclide Master Plus (v.2.11) добавлен новый тип геометрии источников излучения – конический, примером такой геометрии являются источники в сосудах типа «Дента». Также добавлен конструктор геометрий, аналогичный конструктору в EffMaker. В нём возможно создавать нестандартные геометрии источников.

В новой версии EffMaker (v. 4.0) расширены возможности конструктора источников: появились горизонтальные цилиндры, конические слои и кубоид с усечёнными гранями. Используя новую версию конструктора с помощью кубоида с усечёнными гранями, можно, например, более точно создать контейнер НЗК для РАО.

Ведётся работа по адаптации расчётных программ под ОС Linux.

## Анализ ультранизких концентраций актинидов (Pu, Np, Am) и продуктов деления (Tc, I) в окружающей среде

*Н.В. Кузьменкова, А.К. Рожкова  
Химический факультет МГУ имени М.В.Ломоносова*

В последнее десятилетие все большую озабоченность вызывает сброс радиоактивных отходов в Японское море и соседние прибрежные воды. Спустя десять лет после аварии на АЭС «Фукусима-1» правительство Японии приняло решение сбросить в Мировой океан более миллиона тонн жидких радиоактивных отходов. Это решение было принято 13 апреля 2021 года. При этом Япония должна выполнить свои обязательства по предотвращению трансграничного вреда, принять меры по защите морской среды от радиоактивного загрязнения из различных источников, а также не допустить сброса, захоронения или других выбросов в океан. На основе междисциплинарного подхода, сочетающего данные из открытых источников, авторитетную информацию и выводы, было показано, что сбросы радиоактивных сточных вод вызывают или потенциально могут вызвать загрязнение рыбы, моллюсков и рыбных запасов, поскольку океан является сложной и изменчивой системой, и радионуклиды могут перераспределяться под действием океанических течений и вихрей и оказывать неблагоприятное воздействие на морскую фауну и человека.

В работе представлены результаты по экспрессному измерению содержания радионуклидов в объектах окружающей среды – одной из наиболее важных и актуальных научных тем современной радиохимии. Объектом исследования являются пробы воды и донных отложений из Японского моря и озера Ханка (Приморский край). Целью исследования является обеспечение радиационной безопасности в Дальневосточном регионе, в том числе разработка методик выделения и изоляции радионуклидов из различных объектов природной среды (вода и донные осадки). Низкие концентрации долгоживущих радионуклидов требуют обогащения из больших объемов проб природной воды.

Представлен метод последовательного разделения и одновременного определения радиоизотопов U, Pu, Am и Tc в пробах воды. Актиниды и технеций предварительно концентрировали из проб воды путем соосаждения с гидроксидом железа. Разделение актинидов и технеция проводили методом экстракционной хроматографии. Разработанный метод позволил выделить актинид и технеций из 100 литров воды с химическим выходом 40-70%. Для определения распределения актинидов по колонкам был проведен анализ содержания актинидов и технеция в донных отложениях озера Ханка, Амурского и Уссурийского заливов Японского моря.

В воде залива Петра Великого обнаружены очень малые концентрации радионуклидов, таких как Np, Pu и Am. Удельная активность  $^{237}\text{Np}$  составляет  $19-105 \times 10^{-3}$  мБк/м<sup>3</sup>,  $^{239}\text{Pu}$  – от 2,0 до 5,3 мБк/м<sup>3</sup>,  $^{241}\text{Am}$  колеблется в диапазоне от 24,1 до

33,5 мБк/м<sup>3</sup>. Изотопные соотношения Pu в воде залива Петра Великого и совпадение вертикальных профилей распределения Np, Pu, Am указывают на глобальные выпадения как основной источник поступления актинидов в воду. Таким образом, изучение глобальных процессов, связанных с радиоактивным загрязнением, может иметь важное значение для понимания распространения радионуклидов в окружающей среде. Удельные активности актинидов в Амурском заливе выше, чем в Уссурийском примерно в два раза. Это может указывать на сильный их вынос с водосбора рекой Раздольная, в эстуарии которой находится точка отбора керн в Амурском заливе. Концентрации америция в воде залива Петра Великого соответствуют уровню средней концентрации в Тихом океане, что свидетельствует о низкой степени загрязнения воды Уссурийского залива и указывает на роль глобальных процессов в распространении радионуклидов. Профили вертикального распределения Np, Pu и Am в донных осадках Уссурийского залива указывают на уменьшение их концентрации с глубиной и при выходе в открытое море. Это может быть связано с эффектом разбавления, который происходит при перемешивании водных масс. Концентрация Np в образцах воды из Уссурийского залива указывает на меньшее его присутствие, чем плутония.

С помощью ускорительной масс-спектрометрии определены изотопы йода (<sup>129</sup>I и <sup>127</sup>I) в пресной и морской воде озера Ханка и Японского моря (залив Петра Великого). Измеренная концентрация <sup>129</sup>I в морской воде составляет  $(1,87-2,33) \times 10^7$  атомов/л, а в воде озера -  $(29,0-39,9) \times 10^7$  атомов/л. Атомные отношения <sup>129</sup>I/<sup>127</sup>I в пресной воде  $((0,87-1,13) \times 10^{-8})$  на два порядка выше, чем в морской воде  $((0,91-1,15) \times 10^{-10})$ . <sup>129</sup>I поступал в море из реки, осаждался и быстро разбавлялся в морской воде, что приводило к снижению концентрации <sup>129</sup>I. На порядок более высокая концентрация стабильного <sup>127</sup>I в морской воде по сравнению с пресной увеличила разницу в атомных соотношениях <sup>129</sup>I/<sup>127</sup>I.

Представленное исследование является пилотным для исследования накопления труднодетектируемых актинидов в заливах Петра Великого.

*Работа выполнена при поддержке гранта РФФ 21-43-00025*

## **Использование нейтронных методов анализа в промышленности при добыче и переработке минерального сырья**

*Гжибовский Н.Э., Гольцев М.А., Жуков М.Н., Лайкин А.И.,  
Ольшанский Ю.И., Челядинов Д.А.  
АО "НТЦ "РАТЭК", Санкт-Петербург*

В докладе рассмотрены устройства на основе нейтронных методов анализа и принципы их работы, используемые на предприятиях при добыче и переработке минерального сырья и других полезных ископаемых. Приведены характеристики конвейерных анализаторов, использующих нейтронно-радиационный метод. Рассмотрены принцип работы и преимущества влагомеров, использующих поглощение нейтронов. Описан уровнемер, работающий на отражении тепловых нейтронов. Представлен опыт применения конвейерного анализатора КАЭС-2000 на предприятиях различной направленности.

## **Новые методы контроля временных характеристик быстродействующих сцинтилляторов**

*В.Б.Лебедев к.т.н. ФГБУ «ВНИИОФИ», П.А.Тараканов АО «ИФТП», А.В.Конященков  
ООО «Авеста», А.А.Смирнов АО «ИФТП»*

В докладе приведены результаты нового метода контроля временных характеристик сцинтилляторов при воздействии ультракороткого лазерного излучения. Ограничение нижнего диапазона измерения действующей установки «Фотон» не позволяет с высоким временным разрешением произвести измерения.

Актуальность работы заключается в применении принципиально нового метода возбуждения сцинтилляций фемтосекундным лазером и их контроля электронно-оптической камерой с временным разрешением 2пс. Высокая точность метода в диапазоне 2пс до 300нс позволяет оптимизировать состав и концентрации люминофоров, тушителей в полимерной матрице.

## **Детекторы на основе германия для гамма-спектрометров и спектрометрических комплексов**

*Летов А.Г. АО «ИФТП», Морозов И.А., Лихачёв Г.М.*

В докладе приведены результаты измерений отечественных импортозамещающих решений для прецизионной гамма-спектрометрии, основные метрологические и технические характеристики, опыт эксплуатации, направления развития.

## **SiLi детекторы ионизирующих излучений. Перспективы применения в аппаратуре радиационного контроля**

*Лихачёв Г.М. АО «ИФТП», Летов А.Г. АО «ИФТП», Газизов И.М. АО «ИФТП»*

В докладе приведены основные характеристики кремний-литиевых детекторов, выпускаемых в настоящее время, перспективы развития технологии и типов детекторов для регистрации бета-, гамма-излучений в широком диапазоне мощностей доз.

## Квазишаблонный метод бета-спектрометрии

*Ломов А.А.  
АО «НПЦ «АСПЕКТ»*

Квазишаблонный метод применяется для анализа сложных сцинтилляционных спектров в тех случаях, когда получение эталонных спектров интересующих радионуклидов затруднено. Он предполагает теоретический расчёт формы аппаратных спектров на основе справочных данных нуклидов и материала вещества пробы, однако практически реализован метод был только для гамма-спектрометрии. В промышленной бета-спектрометрии модельных методов не применялось.

Теоретический расчёт электронных спектров затруднён следующими факторами:

- непрерывность бета-спектра из-за вылета нейтрино;
- кулоновское взаимодействие бета-частицы с испускающим ядром;
- активное взаимодействие электронов с веществом пробы со значительными потерями энергии;
- длина пробега электрона в сцинтилляторе;
- значительный вклад гамма-излучения в форму аппаратного спектра.

Путём подбора корректирующих функций и многомерного интегрирования уравнений потерь электрона в веществе были получены расчетные спектры с высоким коэффициентом корреляции с реальными эталонными спектрами.

Таким образом, был разработан метод теоретического расчёта формы аппаратного спектра на основе справочных данных для бета-спектрометров с учётом искажающих факторов. Определены границы применимости метода и пути возможных улучшений.

Модельный метод для электронной спектрометрии может значительно расширить область применимости бета-спектрометров в задачах радиофармакологии и исследованиях РАО.

## **Развитие метрологической базы ГУ «УзНИМ» для калибровки и поверки аппаратуры радиационного контроля**

*Лукашевич Р.В., Таубалдиев А.А., Исматуллаев Ш. Х.*  
ГУ «Узбекский национальный институт метрологии»,  
г. Ташкент, Республика Узбекистан

В Республике Узбекистан ведут свою деятельность ряд предприятий в области уранодобывающей промышленности, эксплуатируются ядерные установки, имеются ряд остановленных урановых рудников и несколько хвостохранилищ и отвалов. В 2019 году Президент утвердил Концепцию развития атомной энергетики в Республике Узбекистан на период 2019—2029 годов и «дорожную карту» по её реализации, которая вместе с другими видами «зеленой» энергетики позволит решить проблемы энергоснабжения в Республике.

В связи с этим в Республике ведутся работы по созданию единой комплексной системы радиационного мониторинга с целью наблюдения за радиационным фоном в районах воздействия потенциальных источников радиоактивного загрязнения, в том числе для оценки радиоактивного загрязнения атмосферного воздуха, почвы, поверхностных вод на территориях, где будет расположена АЭС.

Метрологическое обеспечение и поддержание единства измерений в области радиационной и ядерной безопасности являются одной из задач Узбекского национального института метрологии, в котором, начиная с 2014 года, идут работы по созданию и развитию дозиметрической лаборатории. В том числе в рамках программы технического сотрудничества с МАГАТЭ была создана дозиметрическая лаборатория вторичных эталонов Республики Узбекистан.

В настоящее время дозиметрическая лаборатория оснащена:

- комплексом, состоящим из гамма- и рентгеновской дозиметрических установок компании Horwell;
- дозиметром UNIDOS с набором ионизационных камер;
- гамма-спектрометром CANBERRA;
- набором альфа-, бета- и гамма-источников.

Лаборатория активно участвует в международных и региональных сличениях по дозиметрии и спектрометрии для заявления калибровочных и измерительных возможностей на международном уровне.

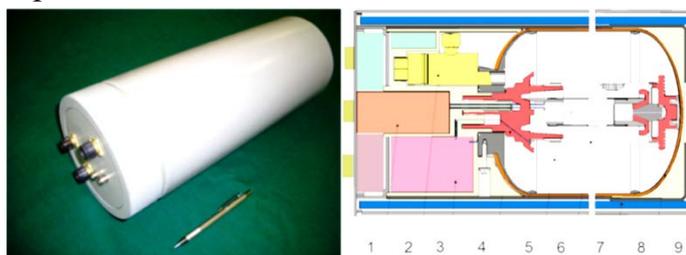
В ближайших планах лаборатории стоит задача по созданию эталона радона и гамма-установки с защитой от внешнего радиационного фона для решения актуальных задач метрологического обеспечения измерений в Республике.

В докладе представлены результаты создания дозиметрической лаборатории вторичных эталонов Узбекского национального института метрологии и проведения международных сличений, разработки новых проектов технического сотрудничества МАГАТЭ в области радиотерапии, радиационной безопасности, диагностической радиологии, а также научных исследований, направленных на повышение точности результатов измерений в области дозиметрии.

## Гамма-спектрометрический комплекс на основе ксеноновой ионизационной камеры для роботизированной платформы

А.И. Маджидов, В.В. Дмитренко, С.Е. Улин, К.Ф. Власик, В.М. Грачев, Р.Р. Егоров,  
К.В. Кривова, З.М. Утешев, И.В. Чернышева, А.Е. Шустов  
Национальный Исследовательский Ядерный Университет «МИФИ», г. Москва,  
[aimadzhidov@mephi.ru](mailto:aimadzhidov@mephi.ru)

В последнее время дистанционно управляемые роботизированные системы все активнее входят в атомную сферу и связанные с ней отрасли, такие как радиационная безопасность окружающей среды. Особенностью данного направления является контроль за нераспространением радиоактивных материалов и своевременное их обнаружение. К тому же при исследовании радиационно-опасных сред большое внимание обращается на безопасность рабочего персонала, который непосредственно подвергается облучению. Уже имеется опыт применения дистанционно управляемых технологий в техногенных катастрофах, таких как Чернобыльская АЭС и АЭС Фукусима [1]. Дистанционно управляемые роботизированные комплексы для радиационно-разведывательных целей должны иметь на борту высокоточные измерительные приборы для оценки радиационного фона, определения и идентификации состава радионуклидов. Одним из таких научных приборов является ксеноновый гамма-спектрометр (КГС) рис.1, который применяется в различных фундаментальных и прикладных исследованиях [2].



**Рисунок 1 – Фотография и схема КГС:**

1 – предусилитель ЗЧУ, 2 - кран для наполнения рабочим веществом, 3 – источник питания, 4 – керамический гермоввод, 5 – ионизационная камера, 6 – экранирующая сетка, 7 – тефлоновая изоляция, 8 - корпус с композитным покрытием, 9 – защитный кожух.

КГС представляет собой импульсную ионизационную камеру, наполненную сжатым ксеноном  $^{54}\text{Xe}$  под давлением порядка 45 атм. В таблице 1 представлены основные физико-технические характеристики ксенонового гамма-спектрометра.

**Таблица 1-Основные физико-технические характеристики КГС**

Энергопотребление, Вт	20
Габариты, см	Ø15×45
Масса, кг	5

Рабочий объем, см <sup>3</sup>	2000
Эффективность регистрации $\gamma$ -квантов с энергией 662 кэВ, %	6
Энергетическое разрешение для энергии $\gamma$ -квантов 662 кэВ, %	1,7 $\pm$ 0,3
Диапазон измеряемых энергий $\gamma$ -квантов, МэВ	0,05–5
Плотность рабочего вещества (ксенона), г/см <sup>3</sup>	0,3

В дальнейшем запланированы полевые испытания КГС на борту дистанционно управляемого роботизированного гамма-комплекса.

#### Благодарности

Данная работа была выполнена при поддержке программы «Приоритет 2030», реализуемой в НИЯУ МИФИ.

#### Литература

1. Маджидов А. И., и др. Перспективы использования ксенонового гамма-спектрометра в качестве регистрирующего устройства на борту автоматизированного и роботизированного гамма-спектрометрического комплекса для вывода из эксплуатации ядерно-физических установок // Радиоактивные отходы. 2022 . № 2 (19) . С . 56-67 . DOI: 10 .25283/2587-9707-2022-2-56-67.
2. Ulin S.E. et al. “Gamma Spectrometry System for Decommissioning Nuclear Facilities” // BULLETIN OF THE LEBEDEV PHYSICS INSTITUTE Vol. 47 No. 6 2020. pp. 176-180. DOI: 10.3103/S1068335620060081.

## Жидкосцинтилляционная спектрометрия. Современное состояние

*Малиновский С.В, Каширин И.А.*

*E-mail: [SpectraDec@gmail.com](mailto:SpectraDec@gmail.com) Тел.: +7(903)768-24-41*

К настоящему времени жидкосцинтилляционные методы спектрометрии заняли прочное, а часто и ведущее место в качестве одного из основных средств радиационного анализа уже в более чем сотне радиоаналитических лабораторий России. Но, в связи со сложившейся ситуацией, у этих лабораторий возникают проблемы. Прежде всего они связаны с аппаратной частью и реагентами. Ограниченная доступность запасных частей и сложности в поставках жидких сцинтилляторов не вызывают оптимизма у обладателей жидкосцинтилляционных спектрометров. Для желающих приобрести новый прибор остался вариант практически единственного отечественного производителя. Наименьшие трудности испытывает только область ЖС-анализа, связанная с обработкой результатов измерений.

В докладе представлен обзор существующего приборного парка, описание коммерчески доступных в настоящее время на территории РФ ЖС-спектрометров и сравнительный анализ их характеристик.

Проанализирована ситуация с реагентами и расходными материалами для ЖС-анализа и их доступность.

Проведён обзор программного обеспечения для обработки результатов жидкосцинтилляционных измерений, его возможности и примеры использования.

## **Радиационный мониторинг в районе расположения плавучей атомной теплоэлектростанции «Академик Ломоносов»**

*А.А. Екидин, Е.И. Назаров, К.Л. Антонов*

*ФГБУН Институт промышленной экологии Уральского отделения РАН  
(620219, г. Екатеринбург, ул. Софьи Ковалевской, 20)*

Одно из решений задачи энергообеспечения удаленных малонаселённых регионов РФ – строительство атомных электростанций малой мощности. Эффективность такого подхода демонстрируется успешным вводом в эксплуатацию в 2019 году уникального плавучего энергоблока в городе Певек (ПАТЭС «Академик Ломоносов»). Его эксплуатация рождает вопросы у населения о возможном радиоактивном загрязнении территории города и прилегающих участков зоны наблюдения. Отсутствие негативного влияния ПАТЭС может быть подтверждено путем сравнения радиационных характеристик до и после ввода в эксплуатацию, а также прямыми измерениями радионуклидного состава почвы и грунта в зоне возможного воздействия. Для поиска изменений радиоэкологической ситуации в 2021 году проведены скрининговые исследования в районе размещения станции.

Применялся метод полевой гамма-спектрометрии участков в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения. Также выполнен анализ данных долговременного мониторинга радиоактивных выпадений и мощности дозы в городе Певек, проводимого ФГБУ «Чукотское управление по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды».

Показано, что внешнее облучение от поверхности грунтов и почвы обусловлено только естественными радионуклидами цепочек распада урана, тория и  $^{40}\text{K}$ . Искусственные радионуклиды, характерные для выбросов АЭС, на обследованных участках не обнаружены. Интенсивность выпадений бета-активных радионуклидов до ввода в эксплуатацию ПАТЭС находилась в диапазоне от  $0,14 \cdot 10^{-5}$  до  $0,44 \cdot 10^{-5}$  Бк/(м<sup>2</sup>·сут) при среднем значении  $0,34 \cdot 10^{-5}$  Бк/(м<sup>2</sup>·сут); после ввода в эксплуатацию – в диапазоне от  $0,19 \cdot 10^{-5}$  до  $0,45 \cdot 10^{-5}$  Бк/(м<sup>2</sup>·сут) при среднем значении  $0,31 \cdot 10^{-5}$  Бк/(м<sup>2</sup>·сут). Частотные распределения и основные параметры этих величин различаются незначительно. Диапазон значений и максимальные уровни мощности дозы (мкЗв/ч) до и после ввода в эксплуатацию ПАТЭС не отличаются друг от друга и совпадают с результатами выполненной скрининговой оценки радиационной ситуации.

Полученные результаты обсуждались с жителями города Певек и были представлены российским и зарубежным средствам массовой информации с целью объективного восприятия общественностью масштаба мнимых и действительных угроз от плавучего энергоблока. Публикация материала направлена на широкое информирование общественности об отсутствии свидетельств изменения радиационной обстановки в районе размещения ПАТЭС в первые годы эксплуатации.

## Термолюминесцентные монокристаллические детекторы фотонного излучения ДТГ-4: 40 лет выпуска и применения

*А.И. Непомнящих, В.Ф. Ивашечкин*  
Институт геохимии им. А.П. Виноградова СО РАН;  
[ainep@igc.irk.ru](mailto:ainep@igc.irk.ru)

Метод термолюминесцентной дозиметрии (ТЛД) является ведущим в индивидуальном дозиметрическом контроле, так как этот метод отвечает широкому спектру требований к комплексу приборов для индивидуальной дозиметрии внешнего облучения. При современном развитии электронных систем дозиметрические параметры комплекса ТЛД позволяют полностью обеспечить требования к индивидуальной дозиметрии.

Для решения задач индивидуальной дозиметрии к детекторам предъявляется жесткий комплекс требований, таких как широкий диапазон измеряемых доз, независимость показаний детектора от энергии фотонного излучения в интервале энергий от 0,03 до 10 МэВ, линейная зависимость показаний от дозы в диапазоне измеряемых доз, тканеэквивалентность, многократность использования. Наиболее полно этому комплексу требований удовлетворяют детекторы на основе фтористого лития. В Институте геохимии СО РАН впервые в мире разработаны монокристаллические детекторы ДТГ-4 на основе LiF:Mg,Ti и оригинальный способ выращивания однородных по чувствительности монокристаллов заданной конфигурации с разбросом по чувствительности, не превышающим  $\pm 15\%$ .

В 1983 году межведомственной комиссией были проведены приемочные испытания термолюминесцентного детектора ДТГ-4 и утверждены Госстандартом СССР технические условия ТУ 50.477-85 [1,2]. Детекторы ДТГ-4 были реализованы в комплекте индивидуальных дозиметров КИД-8С, принятом на снабжение приказом ГК ВМФ № 010 от 03.01.90 (Акт в/ч 27177 от 8 декабря 1994 года) и КДТ-02. В настоящее время детекторами ДТГ-4 комплектуются все термолюминесцентные комплексы для индивидуального дозиметрического контроля, выпускаемые предприятиями РФ.

Детекторы ДТГ-4 обладают уникальным комплексом свойств: тканеэквивалентность ( $Z_{эф}=8,2$ ), миниатюрность, длительное сохранение информации, отсутствие влияния мощности дозы до  $10^{11}$  рад/сек, низкий предел измеряемой дозы (50 мкЗв), широкий диапазон энергий ионизирующего излучения (15-10000 кЭв), многократность использования (более 500 раз), химическая инертность и слабая чувствительность к ультрафиолетовому излучению. Отсутствие специальных режимов термообработки для повторного применения обеспечивают простоту и надежность дозиметрического датчика и измерительной установки для достижения высокой точности регистрации.

Детекторы широко использовались во время ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС. В институте геохимии в 1986 году был создан опытный

участок по производству детекторов ДТГ-4, произведено и поставлено потребителям более 1 миллиона детекторов, которыми были оснащены создаваемые в стране центры индивидуального дозиметрического контроля. В 2015 году были разработаны и введены взамен ТУ 50.477-85 технические условия «Детекторы термолюминесцентные монокристаллические ДТГ-4» ТУ 436400-002-03533702-2015, по которым в настоящее время Институт производит детекторы. Объем выпуска составляет 50-60 тысяч детекторов в год.

На основе монокристалла  ${}^7\text{LiF:Mg,Ti}$ , используя нелинейную зависимость запасания энергии на  $\text{Mg}^0$  - центрах были созданы детекторы ДТГН-2 гамма-нейтронного излучения с нижним пределом измерения доз нейтронов 0,05 сГр в смешанном поле гамма-нейтронного излучения (источник  $\text{Cf}^{252}$ ) [3].

#### Литература:

1. А.И. Непомнящих, С.Н. Мироненко, Г.П. Афонин, А.И. Селявко  
Монокристаллические детекторы на основе фтористого лития. Атомная энергия, 58,1985, с.257-259.
2. А.И. Непомнящих, С.Н. Мироненко. Способ получения монокристаллических детекторов на основе фтористого лития. Патент № 1707088. Приоритет от 12 февраля 1982 г.
3. A.I.Nepomnyashikh, V.G. Chernov, B.I. Rogalev. Dosimetric Characteristics of Gamma-neutron Detectors. Radiation Protection Dosimetry, 33,N1-4, 1990, p.159-162

**Спектрометрическое и радиометрическое оборудование для контроля  
медицинских радионуклидов**

*А.О. Ничипорчук, А.Н. Толкачев, В.В. Семерикова, Д.И. Оболонский  
Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»,  
г. Минск, Республика Беларусь*

В настоящее время в медицине для диагностики и лечения целого ряда заболеваний широко применяются радиофармпрепараты, содержащие в себе источники ионизирующего излучения. Радионуклиды в радиофармпрепаратах, такие как I-131, Lu-177, Cr-51, F-18, Ga-67, I-123, I-125, In-111, Tc-99m, Tl-201 и прочие, классифицируются как медицинские радионуклиды. Использование медицинских радионуклидов должно сопровождаться радиационным контролем на каждом этапе взаимодействия персонала и населения с ними, от наработки радионуклида до его утилизации. Для решения задач радиационного контроля медицинских радионуклидов на различных этапах их жизненного цикла УП «АТОМТЕХ» разрабатывает и выпускает портативное и стационарное оборудование на базе сцинтилляционных детекторов.

В таблице 1 представлены портативные спектрометры, измеряющие энергетическое распределение гамма-излучения в диапазоне от 20 до 3000 кэВ и применяемые для решения задач обнаружения, поиска и идентификации медицинских радионуклидов в организме человека или объектах окружающей среды.

Таблица 1. Портативные спектрометры гамма-излучения.

Наименование спектрометра	Материал и размеры детектора, мм	Типовое энергетическое разрешение, %	Масса, кг	Габаритные размеры, мм
МКС-АТ1120М	NaI(Tl) Ø63×63	7,5	2,65	355×190×170
МКС-АТ1120МА	NaI(Tl) Ø40×40	7,5	1,85	330×180×160
МКС-АТ1120МЕ	SrI <sub>2</sub> (Eu) Ø38×38	3,2	1,85	320×180×160
МКС-АТ6101С	NaI(Tl) Ø63×63	7,5	7,00	520×380×220
МКС-АТ6101СЕ	SrI <sub>2</sub> (Eu) Ø38×38	3,2	7,50	520×380×220
МКС-АТ6101СМ	NaI(Tl) Ø63×160	8,0	9,00	550×340×220
МКС-АТ6102(А)	NaI(Tl) Ø40×40	7,5	2,50 (1,90)	230×115×212 (230×115×177)
МКС-АТ6102В	NaI(Tl) Ø40×80	8,0	2,15	230×115×177
МКГ-АТ1321	NaI(Tl) Ø25×40	8,5	0,700	145×100×50

Бета-гамма-спектрометр МКС-АТ1315 (детектор NaI(Tl) Ø63×63 мм) позволяет проводить оценку объемной (удельной) активности медицинских радионуклидов при радиационном контроле отобранных проб жидких радиационных отходов (ЖРО). Оценка содержания радионуклида в отобранной пробе выполняется методом спектрометрической обработки набранного спектра пробы с использованием калибровки по эффективности регистрации в заданной геометрии измерения. Предварительно для проведения оценки содержания радионуклидов в пробе в библиотеку радионуклидов спектрометра должны быть внесены контролируемые радионуклиды. В библиотеку спектрометра могут быть внесены гамма-излучающие радионуклиды с энергиями в диапазоне от 50 до 3000 кэВ, такие как Tc-99m, Tl-201, Lu-177, Cr-51, F-18, Ga-67 и прочие.

Гамма радиометр РКГ-АТ1320С (детектор NaI(Tl) Ø63×63 мм) позволяет выполнять измерения объемной (удельной) активности радионуклида <sup>131</sup>I в диапазоне от 3 до 10<sup>6</sup> Бк/л (Бк/кг) в геометриях измерения «сосуд Маринелли 1 л», «сосуд Маринелли 0,5 л», «плоский сосуд 0,5 л» и «сосуд Дента 0,1 л». Радиометр имеет аттестованную методику измерений МВИ.МН 4727-2013.

Для проведения измерений удельной активности радионуклида <sup>131</sup>I непосредственно в хранилищах ЖРО в геометрии 4πi можно применять спектрометр МКС-АТ6101ДР (детектор NaI(Tl) Ø63×63 мм). При выполнении измерений устройство детектирования спектрометра помещается в водонепроницаемый герметичный канал, предварительно смонтированный в емкости с ЖРО. Спектрометр имеет аттестованную методику измерений МВИ.МН 5249-2015 и обеспечивает измерение удельной активности радионуклида <sup>131</sup>I в диапазоне от 30 до 10<sup>6</sup> Бк/кг. В настоящее время ожидается внедрение модификации спектрометра с тремя измерительными каналами.

Ведется разработка радиометра-спектрометра МКГ-АТ1145 с возможностью измерения объемной (удельной) активности ряда медицинских радионуклидов в отобранных пробах объемом 0,5 л. Предусмотрены 2 модификации: с детектором NaI(Tl) Ø40×40 мм и с детектором SrI<sub>2</sub>(Eu) Ø38×38 мм. Применение сцинтилляционного кристалла SrI<sub>2</sub>(Eu) позволит увеличить число контролируемых радионуклидов за счет лучшей разрешающей способности детектора. Использование детектора NaI(Tl) в свою очередь обеспечит более высокую (в несколько раз) чем у SrI<sub>2</sub>(Eu) верхнюю границу диапазона измерений объемной (удельной) активности медицинских радионуклидов.

## **Терминологические различия международных и российских стандартов**

*Шумов С.А., секретарь ТК45 МЭК, АО «ВНИИАЭС», Любченко Е.Ю., эксперт ТК45 МЭК, АО «ВНИИАЭС», Нурлыбаев К., эксперт ТК45 МЭК, ООО «НПП «Доза», Цой Н.В., эксперт ТК45 МЭК, ООО «НПП «Доза»*

Одной из проблем гармонизации международных и российских стандартов по приборам радиационной защиты являются различия в терминах и определениях, применяющихся в международных и российских стандартах.

Терминами называются слова и словосочетания, обозначающие специфические объекты и понятия, которыми оперируют специалисты определенной области науки и техники. Международные организации МАГАТЭ, ИСО и МЭК выпускают международные словари по терминам и определениям, такие как Международный электротехнический словарь (IEV), Международный словарь по метрологии (VIM), Глоссарий МАГАТЭ по безопасности на разных языках, но тем не менее оказалось, что их не знают ведущие российские специалисты-метрологи.

Для сравнения терминов и определений выберем такие международные документы как: Публикация МКРЗ 74, Отчет МКРЕ 57, Международный словарь по метрологии (VIM ISO/IEC GUIDE 99:2007(E/R)), стандарты МЭК 60846-1, 61005, 61526 по переносным дозиметрам фотонного, бета-, нейтронного излучений и российские документы РМГ 29-2013, ГОСТ 28271-89, ГОСТ 27451-87.

Термины и определения международных и российских стандартов отличаются, начиная с термина измеряемая величина, диапазон измерений, минимальный диапазон допустимых значений влияющей величины, в то же время многие характеристики средств измерений, широко использующиеся в мировой практике, такие как отклик, время отклика, нелинейность, чувствительность в России не применяются. В России отсутствуют современные стандарты, в то же время существует высокая потребность в них у проектантов и специалистов ядерно- и радиационно-опасных объектов, например атомных станций, поэтому стали появляться стандарты организаций. Но из-за отсутствия школы стандартизации уровень разработчиков стандартов достаточно низкий, что приводит к невысокому уровню самих стандартов.

В то же время понятно и то, что дозиметрия не может развиваться в отсутствии стандартов, они необходимы при проектировании ядерных объектов, при проведении закупок, при организации НИОКР и т. д. Поэтому предлагается использовать для этих целей международные стандарты ИСО и МЭК и вписать это в проект решения совещания.

## Погружные средства радиационного контроля

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

Погружные средства и системы радиационного контроля акваторий представляют собой автономные герметичные спектрометры и радиометры, созданные для погружения в воду любой солености на глубины с исполнениями 0-30 м, 0-400 м и 0-12 000 м.

Обеспечивается контроль объемной активности гамма-излучающих радионуклидов и донных отложений, дозовых полей и потока ионизирующих излучений.

Выпускаются в формате переносных средств контроля (чемодан), обладающих собственной системой электропитания и размещаемых на любом плавсредстве. Есть два исполнения: эксплуатируемые в режиме постоянного погружения с автоматическим режимом измерений и размещаемые на плавсредстве и погружаемые в точке контроля, размещаемые на погружных носителях с получением информации в режиме он-лайн.

Для измерений в режиме он-лайн комплекс снабжается системой питания и защищенным ПК с ПО «ГИС Акватория», где обеспечивается отображение на ГИС-платформе карты акватории, точек контроля и результатов измерения объемной активности радиоактивных гамма-излучающих радионуклидов, дозовых полей и потока ионизирующих излучений. В автоматическом режиме обеспечивается сохранение данных на встроенный носитель информации или передача данных на верхний уровень АСРК.

Встроенные средства измерения внесены в Реестр СИ РФ, все системы, изготавливаемые ООО «НИЦ «ЛСРМ», обеспечены комплектом поверочным для проведения поверки без демонтажа.

## Передвижные лаборатории радиационного контроля

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

ООО «НИЦ «ЛСРМ» предлагает инновационные средства контроля радиационной обстановки в составе передвижных лабораторий радиационного контроля, апробированные на Российских АЭС, в МЧС РФ и МО РФ, выпускаемые серийно.

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

1. Унифицированные комплексы мониторинга радиационной и метеорологической обстановки АМК на мобильной платформе, управляемые одним оператором.
2. Бортовые поисковые системы серии спектрометров «Скай-гамма» на основе СЕГР-МСА527™.
3. Робототехнические и беспилотные системы контроля для аварийной ситуации.

Особенностью передвижных лабораторий радиационного контроля является:

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

Передвижные лаборатории радиационного контроля оснащаются:

- магистралью пробоотбора аэрозолей, подключаемой к оборудованию измерения объемной активности радиоактивных аэрозолей в режиме on-line и отображением результатов на карте местности;

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

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

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

Комплексы снабжаются системами радиосвязи, автоматизированной системой индивидуального дозиметрического контроля, системой электроснабжения, при необходимости – системами безопасного хранения отобранных радиоактивных проб

почвы, воды, фильтров (освинцованные спецконтейнеры и сейфы).

Передвижные лаборатории на отечественных шасси разработаны для оснащения робототехническими комплексами (РТК) и беспилотными летательными аппаратами с оборудованием дистанционного контроля зоны загрязнения в режиме рутинного радиационного контроля и в режиме аварии.

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

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

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

## Российские средства радиационного контроля альфа-, бета-, гамма-излучений.

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

Разработан, изготовлен, выдержал государственные испытания опытный образец комплекса спектрометрического альфа-, бета-, гамма-излучений с индикатором трития (далее – комплекс), предназначенный для оснащения радиохимических лабораторий, лабораторий контроля окружающей среды для измерения потока и энергии альфа-, бета- частиц и гамма- квантов, при решении задач:

- обнаружение и идентификация радионуклидов в загрязненных объектах окружающей среды и технологических средах;

- контроль обращения с радиоактивными отходами.

Комплекс обеспечивает измерение:

- суммарной бета-активности, объёмной активности изотопов йода (J-131, J-132, J-133, J-134, J-135) и Cs-138 в пробах воды и технологических средах;

- суммарной объёмной бета-активности, суммарной объёмной активности изотопов йода в пробах воды и технологических средах;

- объёмной альфа-активности воды и теплоносителя АЭС;

- суммарной объёмной активности, объёмной активности отдельных радионуклидов Sr-90, Cs-137, Ba-139, Ba-140, La-140, Ce-144 и H-3 при обращении с жидкими радиоактивными отходами;

- определение радионуклидного состава и объёмной активности проб объектов внешней среды: (вода морская; питьевая вода; донные отложения; водоросли; бентосные организмы; перифитон; рыба морская; аэрозоли и атмосферные осадки; почва, растительность) и др.;

- качественный и количественный анализ пробы с неизвестным радионуклидным составом, в том числе определение объёмной активности отдельных радионуклидов технологических контуров АЭС (F-18, Na-24, Mn-54, Mn-56, Mo-99, W-187, Co-58, Co-60, Fe-59, Eu-152, Eu-154, Gd-153) и др.;

- измерение активности нормируемых радионуклидов в пищевых продуктах.

Комплекс реализован на отечественной элементной базе, включает спектрометр гамма-излучения высокого разрешения на основе LaBr, бета-спектрометр на основе пластикового сцинтиллятора, альфа-спектрометр-радиометр на основе кремниевого ионно-имплантированного детектора, индикатор трития спектрометрический на основе жидкосцинтилляционной технологии.

Разработаны и аттестованы:

- Методика измерений суммарной объёмной активности альфа-излучающих радионуклидов в пробах теплоносителя I контура контуров ядерных энергетических установок и жидких радиоактивных отходов.

Диапазон активности от  $4,0 \cdot 10^2$  до  $1,0 \cdot 10^9$  Бк·дм<sup>-3</sup>. Основная относительная погрешность средства измерений – альфа-спектрометра не более 15 %.

- Методика измерений суммарной объемной и объемной активности гамма-излучающих радионуклидов в пробах воды I, II, III контуров ядерных энергетических установок и жидких радиоактивных отходов.

Диапазон активности от 40 до  $4,0 \cdot 10^8$  Бк·дм<sup>-3</sup>. Основная относительная погрешность средства измерений – спектрометра энергии гамма-излучения не более 10 %.

- Методика измерений суммарной объемной и объемной активности бета-излучающих радионуклидов в пробах воды I, II, III контуров ядерных энергетических установок. Диапазон активности от 40 до  $4,0 \cdot 10^8$  Бк·дм<sup>-3</sup>. Основная относительная погрешность средства измерений – спектрометра бета-излучения не более 10%.

## **Установки паспортизации радиоактивных отходов производства НПЦ «АСПЕКТ»**

*Прохоров А.В.  
АО «НПЦ «АСПЕКТ»*

В докладе рассматривается ретроспектива, современное положение дел и перспективы разработки и применения установок паспортизации радиоактивных отходов производства НПЦ «АСПЕКТ».

Рассматриваются принципы построения систем паспортизации РАО на основе семейства установок паспортизации СКГ-03, разработанного с учётом двадцатилетнего опыта разработки и производства предыдущего семейства установок СКГ-02.

Применяемые технические решения установок СКГ-03 позволяют проводить категоризацию радиоактивных отходов всех существующих категорий, а также осуществлять вывод из-под контроля отходов, не являющихся РАО; проводить категоризацию РАО в любых геометриях. Установки паспортизации могут быть снабжены несколькими детекторами различных типов, что позволяет оптимизировать габаритные размеры установок и сократить время измерения упаковок с РАО. При разработке конечных решений особое внимание уделяется автоматизации процессов измерения и минимизации «человеческого фактора», что позволяет снизить дозовую нагрузку на обслуживающий персонал и таким образом повысить уровень безопасности труда.

Установки паспортизации радиоактивных отходов СКГ-03 являются средством измерения, для них разработана и аттестована методика измерений, на установки получены сертификаты соответствия требованиям ТР ТС 004/2011 и ТР ТС 020/2011.

## Детектирование альфа-излучающих радионуклидов в радиоактивно-загрязненных водоемах

*Рожкова А.К.<sup>1</sup>, Кузьменкова Н.В.<sup>1</sup>, Власова И.Э.<sup>1</sup>*

*<sup>1</sup>МГУ имени М.В.Ломоносова, химический факультет, кафедра радиохимии, 119991, г. Москва, Ленинские горы, 1 с.10, e-mail: [rozhkovaak@gmail.com](mailto:rozhkovaak@gmail.com)*

Определению альфа-излучающих радионуклидов и их миграции в окружающей среде посвящено не так много исследований, как, например,  $^{137}\text{Cs}$ - $^{90}\text{Sr}$  и естественным гамма-излучающим радионуклидам. Прежде всего, это связано с трудностью их извлечения из природных образцов и последующим детектированием. Альфа-излучающие радионуклиды в окружающей среде представлены как природными (в результате распада естественных рядов урана и тория), так и искусственными (например, актиниды). Основными источниками искусственных радионуклидов в окружающей среде являются выпадения после испытания ядерного оружия и ядерных аварий, также присутствие в составе так называемых «горячих» частиц. Кроме того, попадают в окружающую среду со стоками ядерных установок.

Измерения альфа-излучающих радионуклидов особенно трудно проводить из-за малопроникающей природы их излучения. Прямое обнаружение затруднено, поэтому основной проблематикой детектирования альфа-частиц является их маленький пробег, вследствие чего основной задачей при определении таких изотопов является пробоподготовка и последующее выделение определяемого радионуклида. Природные образцы представляют собой различные матрицы сложного состава с органическими и неорганическими составляющими. Работа с природными образцами является сложной на этапе пробоподготовки.

Пробоотбор, предварительная обработка, транспортировка и анализ – на любом из этих этапов могут происходить загрязнения и потери материала, поэтому необходимо применение изотопных меток для оценки радиохимического выхода. Для разделения и выделения  $\alpha$ -излучающих радионуклидов из образцов окружающей среды необходима пробоподготовка.

Основным методом определения  $\alpha$ -излучающих радионуклидов является  $\alpha$ -спектрометрия. Также возможно проводить измерения с использованием жидкостно-сцинтилляционного счета, но несмотря на высокую эффективность регистрации (около 100%), разрешение  $\alpha$ -пиков в ЖС спектрометрии не превышает 300–600 кэВ. Некоторые радионуклиды, например,  $^{241}\text{Am}$  возможно определить с использованием гамма-спектрометрии без предварительной длительной пробоподготовки и радиохимического выделения. Регистрируется мягкое гамма-излучение с энергией 59,54 кэВ.

Одним из качественных методов определения радиоактивности является автордиография. Используя этот метод, можно увидеть распределение радиоактивных частиц на поверхности образца. Это хороший неразрушающий способ

анализа для природных образцов. Недостатком этого метода является очень сложный процесс количественной оценки активности.

При комплексном изучении систем радиоактивно-загрязненных водоемов ПО «Маяк» с помощью альфа-спектрометрии был установлен актинидный состав ( $^{234,238}\text{U}$ ,  $^{238, 239, 240}\text{Pu}$ ,  $^{241, 243}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ) в следующих образцах: вода, донные осадки, зообентос, зоо- и фитопланктон, а также беззубка, щука и плотва из двух технологических водоемов: В-17 и В-4. Для контроля выхода использовали метки  $^{236}\text{Pu}$ ,  $^{232}\text{U}$ . Измерения проводили на альфа-спектрометре Ortek с полупроводниковым детектором с использованием ПО «SpectraLineADA», которое позволяет точно произвести «энергетическую» калибровку и упрощает работу при обработке спектров, сокращая время расчета активности альфа-излучающих радионуклидов.

Дополнительно были проведены неразрушающие методы анализа: цифровая компьютерная и  $\alpha$ -трековая радиография, оптическая и растровая электронная микроскопия. Основной проблемой при изучении была большая активность основных дозообразующих  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  ( $10^5$  Бк/г), при относительно невысоких активностях актинидов ( $10^{-3}$  Бк/г).

Все пробы были озолены в муфельной печи ( $450^\circ\text{C}$ , 8 часов), после чего проведено кислотное вскрытие сильными кислотами ( $\text{HF}$ ,  $\text{HCl}$ ,  $\text{HNO}_3$ ) до полного растворения образца. Перед разделением радионуклидов было проведено осаждение с фосфатом кальция по стандартной методике [Eichrom Technologies, Inc. ACW17 VBS] для удаления мешающих одновалентных катионов, особенно,  $^{137}\text{Cs}$ . Для разделения и выделения актинидов из исследуемых образцов была адаптирована стандартная методика с использованием экстракционно-хроматографических смол [Eichrom Technologies, Inc. ACW17 VBS]. Она учитывает такие параметры как: исходный состав образца (минералогический, биологический), его массу и объем, а также является универсальной для биотических и абиотических компонентов. Данная адаптация являлась необходимой для универсального (однообразного) выполнения работы и возможности сравнения полученных результатов, а также позволила сделать метод экспрессным для анализа большого количества образцов высокого уровня радиоактивного загрязнения.

Установлено пространственное распределение актинидов по водоемам. Одинаковое распределение америция и плутония по двум исследуемым водоемам указывает на то, что поступление  $^{241}\text{Am}$  в водоемы определяется, в основном, распадом материнского  $^{241}\text{Pu}$ . Период полураспада  $^{241}\text{Pu}$  14,35 лет, а  $^{241}\text{Am}$  – 432 года. Америций и плутоний обладают различными химическими свойствами и по-разному ведут себя в окружающей среде. Высокое содержание органических веществ может провоцировать схожее поведение и нахождение этих двух радионуклидов в одинаковой форме, однако в В-17 дефицит органического вещества. Таким образом, одинаковое распределение америция и плутония свидетельствует о накоплении америция из плутония.

Из полученных неразрушающих методов анализа можно сделать вывод, что несмотря на тщательное механическое отмывание образцов, частички донных

осадков все равно остаются на гидробионтах и именно они определяют основную дозу. Также с помощью альфа-трековой радиографии визуально видно, что эти налипшие частицы содержат альфа-излучающие радионуклиды, которые в дальнейшем создают дозовую нагрузку на организм гидробионта.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда, проект 19-73-20051.

**Радиометры-спектрометры объёмной активности  
гамма-излучающих радионуклидов в жидких средах МЖГ-А**

*Савин В.М.*  
*АО «НПЦ «АСПЕКТ»*

Разработано семейство радиометров-спектрометров объёмной активности гамма-излучающих радионуклидов в жидких средах МЖГ-А, предназначенных для определения радионуклидного состава и выполнения измерений объёмной (удельной) активности радионуклидов в контролируемой жидкости.

Радиометры найдут применение для непрерывного автоматизированного радиационного контроля жидких сбросов и сточных вод на АЭС и других предприятиях, использующих в своих технологиях гамма-излучающие радионуклиды; для контроля питьевой воды на водозаборах; для экологического мониторинга.

## Поточный анализатор для контроля элементного состава вещества на конвейере без пробоотбора

*В.Ю.Алексахин, И.К.Комаров, А.И.Личкунова, , Ю.Н.Рогов, М.Г.Сапожников,  
И.Е.Чириков-Зорин  
ООО «Диамант», г.Дубна, [sapozhnikov@diamant-sk.ru](mailto:sapozhnikov@diamant-sk.ru)*

Поточные анализаторы стали в последнее время стандартным инструментом контроля элементного состава сырья на конвейере в самых разных производственных сферах: металлургии, цементной и горнодобывающей отраслях, в угольной промышленности.

Наша компания разработала поточный анализатор АПП-К, позволяющий производить элементный состав вещества на конвейере с помощью метода меченых нейтронов, который состоит в облучении вещества потоком быстрых нейтронов с последующей регистрацией характеристического гамма-излучения.

Анализатор предоставляет данные об элементном составе вещества на конвейере каждые 40-60 секунд. Одновременно определяются концентрации всех основных элементов сырья. Анализ материала проводится на всю глубину слоя вещества на конвейере до 300 мм. В составе аппаратуры нет радиоактивного источника, его заменяет нейтронный генератор, который может быть выключен, когда на конвейере нет сырья.

Нейтронный модуль анализатора устанавливается между рабочей и холостой лентой конвейера (см. Рис.1). Гамма-кванты от реакций неупругого рассеяния регистрируются системой из 14 сцинтилляционных детекторов ВГО. Данные передаются в локальный шкаф управления и обрабатываются компьютером оператора.

Анализаторы ММН позволяют определять массовые концентрации 25 элементов: Na, Mg, C, N, O, F, Al, Si, P, S, Cl, K, Ca, Ti, Cr, Mn, Fe, Ni, Cu, Zn, Zr, Pb, Sn, Bi, Sb.

Эксплуатация анализаторов на конвейерах аглодоменного производства Череповецкого металлургического комбината (ПАО «Северсталь») и ЕВРАЗ-ЗСМК (ПАО «ЕВРАЗ») в течение 20 месяцев показала, что несмотря на большую запыленность, вибрацию и перепады температуры отказов оборудования по причине производственных факторов не наблюдалось.

На Рис.2 показаны типичные результаты измерений оксидов различных элементов, которые предоставляет анализатор АПП-К.

Использование конвейерного анализатора АПП-К позволяет произвести полную автоматизацию процессов сортировки и контроля качества сырья. On-line анализатор АПП-К является датчиком элементного состава вещества на конвейере, предоставляющим базовую информацию для систем цифровизации производства. В перспективе использование конвейерного анализатора, работающего в режиме

реального времени, позволит полностью автоматизировать соответствующие производственные процессы.

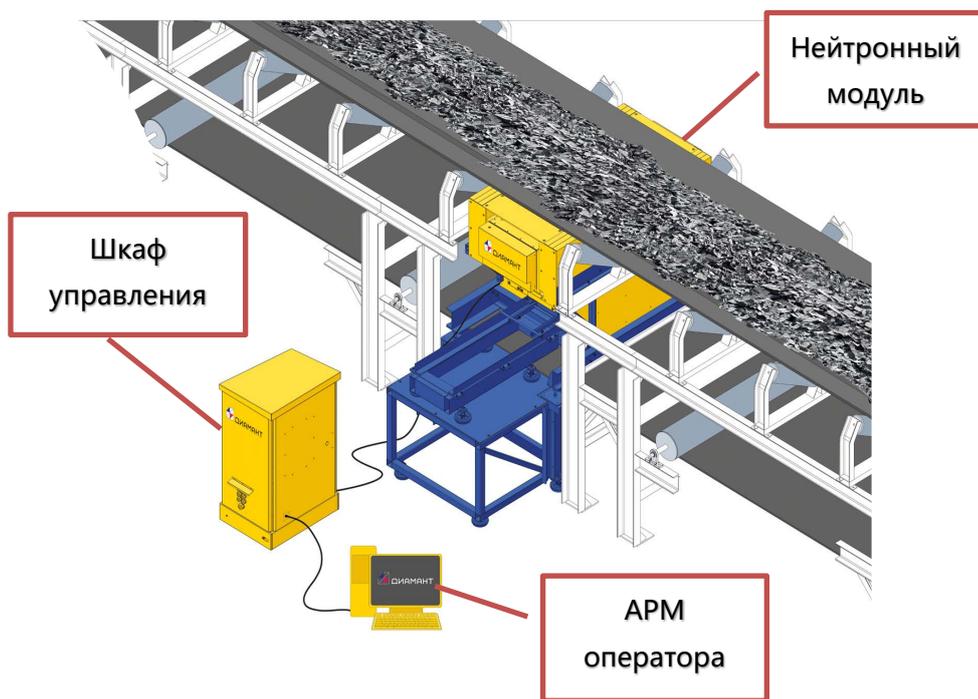


Рис. 1 – Общая схема конвейерного анализатора АГП-К.

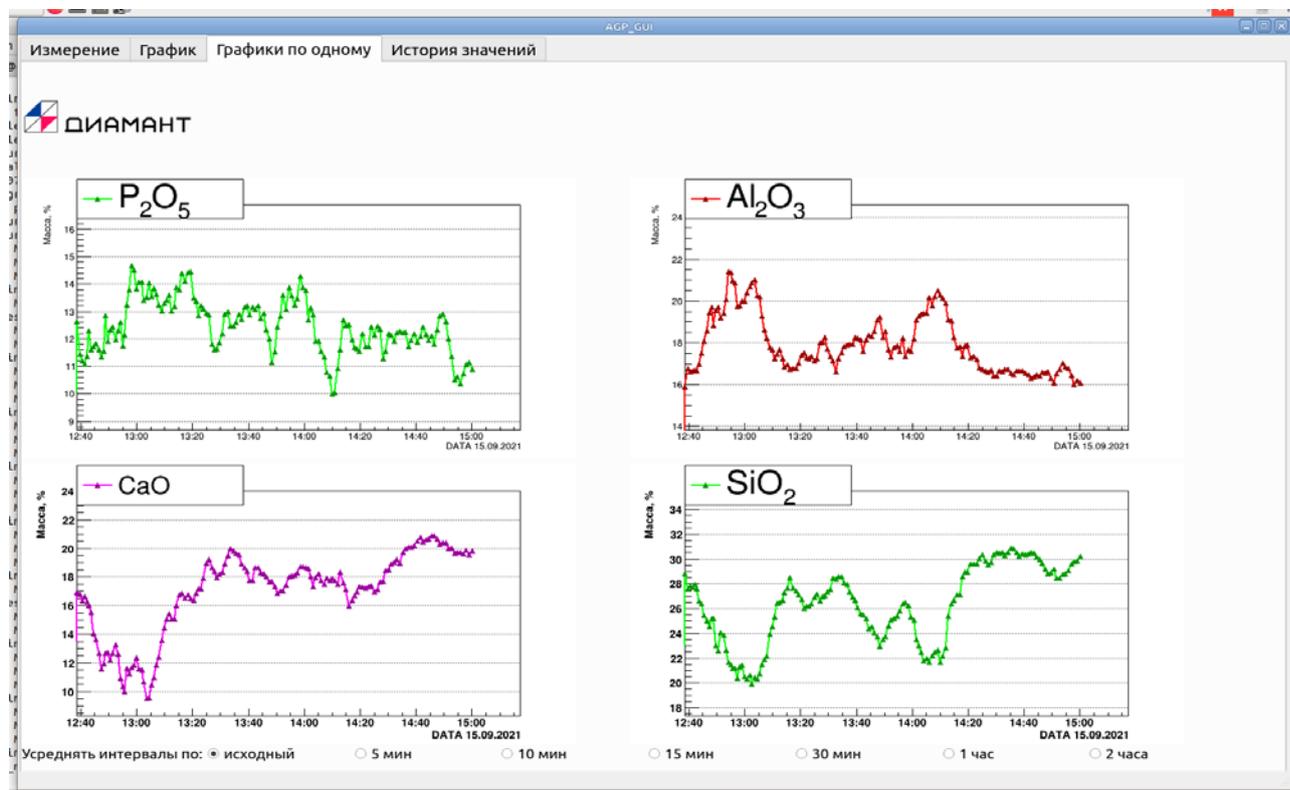


Рис. 2 – Результаты работы анализатора АГП-К.

## **Коррекция показаний ионизационных камер при измерении характеристик полей рентгеновского излучения поверочной установки УПР-АТ300**

*К.Г. Сеньковский, А.А. Загороднюк*

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

Определение характеристик эталонных полей рентгеновского излучения при установлении и валидации качеств излучения на соответствие стандарту ISO 4037-1:2019 является актуальной задачей в дозиметрических лабораториях. При этом для создания согласованных полей требуется соблюдать жесткие требования стандарта.

В случае с согласованными полями эталонного излучения для любого качества излучения требуется проведение валидации, подтверждающей возможность использования рекомендованных коэффициентов преобразования из ISO 4037-3:2019. Валидация может проводиться одним из следующих способов:

- 1) средствами дозиметрии, см. 5.3 ISO 4037-2:2019;
- 2) путем выполнения измерений слоя половинного ослабления (далее – СПО) для соответствующих эталонных полей, см. 4.5.2 – 4.5.4 ISO 4037-1:2019;
- 3) средствами спектрометрии, см. ISO 4037-2:2019, 5.3 и приложение В.

Валидация средствами дозиметрии требует наличия эталонных СИ для каждой измеряемой величины, охватывающих весь диапазон воспроизводимых величин. Валидация средствами спектрометрии достаточно ресурсоемка и требует наличия квалифицированных специалистов. Наиболее доступным способом валидации является метод на основе измерения СПО для устанавливаемых эталонных полей рентгеновского излучения.

Согласно стандарту, одной из главных характеристик качества излучения рентгеновской установки является СПО, определяемый при помощи набора металлических фильтров различной толщины и ионизационной камеры. Эта величина представляет собой толщину слоя заданного материала, при прохождении которого интенсивность фотонного излучения уменьшится в два раза. Для более детального описания проникающей способности излучения, помимо слоя половинного ослабления СПО1 дополнительно используется величина, обозначаемая как второй слой половинного ослабления СПО2.

Одним из основных факторов, который вносит систематическую погрешность при измерении слоя половинного ослабления, является излучение, рассеянное на материале фильтра, устанавливаемого для определения этого слоя. Вклад рассеянного излучения, попадающего в ионизационную камеру, зависит от поперечного размера поля в области расположения фильтра, его толщины и материала. Это приводит к тому, что показания ионизационной камеры будут завышены. Как следствие, значение СПО1 и СПО2, рассчитанные данным методом, также будут завышены.

Целью работы являлась разработка усовершенствованного метода нулевой апертуры, позволяющего учесть вклад излучения, рассеянного на фильтре, при

определении слоя половинного ослабления поля фотонного излучения, генерируемого рентгеновской установкой УПР-АТ300.

В работе исследовалась возможность уменьшения вклада рассеянного излучения в показания ионизационной камеры при оценке качества излучения рентгеновской установки УПР-АТ300 с помощью слоев половинного ослабления для N-серии, L-серии и H-серии качеств рентгеновского излучения согласно стандарту ISO 4037-1:2019. Компенсация вклада рассеянного излучения в результаты измерений производилась путем применения корректирующих коэффициентов. Расчет коэффициентов производился при помощи метода нулевой апертуры, реализованного в программе Fluka, использующей моделирование Монте-Карло. Основным отличием метода, предложенного в данной работе, является выбор кермы в воздухе в качестве расчетной величины отклика компьютерной модели ионизационной камеры на воздействие фотонного излучения. Корректность результатов, полученных в данной работе, проверялась путем сопоставления расчетных значений слоев половинного ослабления с табличными значениями, приведенными в стандарте ISO 4037-1:2019.

Было установлено, что погрешность, вносимая рассеянным излучением в величину слоя половинного ослабления при прямых измерениях, не превышает 5%. Использование кермы в воздухе позволило существенно сократить время расчета коэффициентов коррекции (относительно других методов, где в качестве отклика модели ионизационной камеры используется поглощенная энергия), в 4 – 16 раз в зависимости от серии качества излучения. Это позволяет производить расчет поправочных коэффициентов за приемлемое время на обычных рабочих станциях, что позволит расширить его применение на большой круг пользователей рентгеновского оборудования и, в свою очередь, может способствовать более широкому внедрению стандарта ISO4037-1:2019.

**Роль и задачи Государственного первичного талона ГЭТ 6-2016 в обеспечении единства спектрометрических измерений. Изменения в Государственной поверочной схеме для средств измерений активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников**

*Алексеев И.В., Жуков Г.В., Сэпман С.В., Шильникова Т.И.*  
(ФГУП «ВНИИМ им. Д.И. Менделеева», г. Санкт-Петербург, Россия)  
e-mail: [s.v.sepman@vniim.ru](mailto:s.v.sepman@vniim.ru)

Основой обеспечения единства и правильности измерений активности радионуклидов и связанных с ней физических величин в РФ является Государственный первичный эталон единиц активности радионуклидов, удельной активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников ГЭТ 6-2016 (ГПЭ). Государственный первичный эталон обеспечивает воспроизведение единиц величин со следующими составляющими погрешности и неопределенности:

- активности радионуклида (беккерель) - среднее квадратическое отклонение (СКО)  $S_0$  от  $0,01 \cdot 10^{-2}$  до  $0,2 \cdot 10^{-2}$ , неисключенная систематическая погрешность  $\Theta_0$  от  $0,1 \cdot 10^{-2}$  до  $4 \cdot 10^{-2}$ , стандартная неопределенность по типу А,  $u_{0a}$ , от  $0,01 \cdot 10^{-2}$  до  $0,2 \cdot 10^{-2}$ , стандартная неопределенность по типу В,  $u_{0b}$ , от  $0,04 \cdot 10^{-2}$  до  $1,7 \cdot 10^{-2}$  (в зависимости от вида радионуклида);
- удельной активности (беккерель на килограмм, беккерель на грамм) -  $S_0$  от  $0,01 \cdot 10^{-2}$  до  $0,2 \cdot 10^{-2}$ ,  $\Theta_0$  от  $0,01 \cdot 10^{-2}$  до  $3 \cdot 10^{-2}$ ,  $u_{0a}$  от  $0,01 \cdot 10^{-2}$  до  $0,2 \cdot 10^{-2}$ ,  $u_{0b}$  от  $0,04 \cdot 10^{-2}$  до  $1,2 \cdot 10^{-2}$  (в зависимости от вида радионуклида);
- потока альфа-, бета-частиц и фотонов (частица в секунду, фотон в секунду) -  $S_0$  от  $0,01 \cdot 10^{-2}$  до  $0,2 \cdot 10^{-2}$ ,  $\Theta_0$  от  $0,1 \cdot 10^{-2}$  до  $3 \cdot 10^{-2}$ ,  $u_{0a}$  от  $0,01 \cdot 10^{-2}$  до  $0,2 \cdot 10^{-2}$ ,  $u_{0b}$  от  $0,04 \cdot 10^{-2}$  до  $1,2 \cdot 10^{-2}$  (в зависимости от вида радионуклида).

Передача единиц физических величин от ГПЭ эталонам и средствам измерений осуществляется в соответствии с государственной поверочной схемой (ГПС) для средств измерений активности радионуклидов, удельной активности радионуклидов, потока и плотности потока альфа-, бета-частиц и фотонов радионуклидных источников. Изменённая государственная поверочная схема утверждена приказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от «30» декабря 2022 г. № 3341.

Главным изменением в поверочной схеме является исключение ветви эталонных растворов радионуклидов. Вместо этого в поверочную схему введён новый вид эталонов активности и удельной активности растворов радионуклидов – государственных стандартных образцов (ГСО). Основная задача - это разработка серийных стандартных образцов активности и удельной активности радионуклидов в растворах и проведение испытаний в целях утверждения типа. При этом необходимо обеспечить метрологическую прослеживаемость аттестованных значений стандартных образцов к Государственному первичному эталону единиц активности

радионуклидов ГЭТ 6-2016. В настоящее время во ВНИИМ разрабатываются ГСО для жидкосцинтилляционных приборов (Tri-Carb, Quantulus, СКС-07П и др.) на основе смеси радионуклидных растворов и жидкого сцинтиллятора и ведётся подготовительная работа по созданию стандартных образцов активности и удельной активности радионуклидов в растворах для широкой номенклатуры радионуклидов.

## Учет космической составляющей фона для сцинтилляционного детектора NaI(Tl) большого объема при радиационной съемке местности

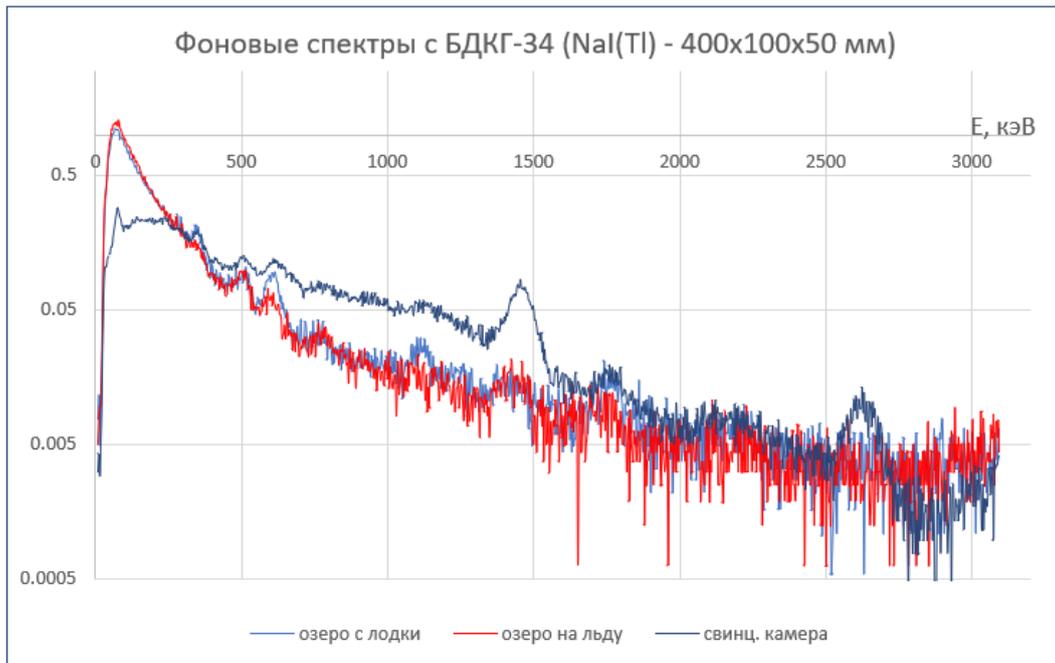
*А.О. Ничипорчук, А.А. Алексеев, А.А. Загороднюк, А.Н. Толкачев*  
*Научно-производственное унитарное предприятие «АТОМТЕХ»,*  
*г. Минск, Республика Беларусь*

В настоящее время активно используются и развиваются методы радиационной разведки местности с применением сцинтилляционных детекторов. Использование сцинтилляционных детекторов NaI(Tl) большого объема (2–4 литра) позволяет за короткое время (5–10 с) набирать спектры с хорошей статистикой для последующей обработки.

Корректный учет фона при измерении активности естественных радионуклидов (ЕРН) в почвах позволяет повысить точность и достоверность результатов измерений. Для измерения спектра фона, обусловленного космической составляющей и собственным фоном детектора, необходимо существенно ослабить излучение с поверхности земли. Обычно это делается измерением фона над поверхностью воды с глубиной не менее 8–10 метров и удаленностью от берегов не менее 200 метров или измерением спектра в низкофоновой камере.

В ходе разработки комплекса радиационного сканирования МКГ-АТ6111 были проведены измерения спектров фона в низкофоновой камере, над водой с лодки, над водой на льду. Низкофоновая камера, как и слой воды, существенно ослабляют гамма-излучение с поверхности земли, но при этом в энергетической области 500–2800 кэВ интегральная скорость счета более чем в два раза выше, чем у спектра, измеренного над поверхностью воды. Это различие связано со значительным содержанием ЕРН в конструкционных материалах здания (бетон, кирпич, дерево), в котором размещается низкофоновая камера. Спектр, полученный в низкофоновой камере, не подходит в качестве фонового из-за значительного присутствия на спектре пиков: характеристического излучения свинца (77 кэВ), калия (1460 кэВ), и тория (2614 кэВ).

На спектре также отчетливо видны – пик в области 511 кэВ, который обусловлен космическим излучением (а именно аннигиляция позитрона, который является продуктом распада положительно заряженного мюона) и пик 609 кэВ, который обусловлен присутствием радия (радона) в воде и воздухе соответственно. Альтернативным методом учета вклада космической компоненты в результирующий спектр является моделирование Монте-Карло. Для этого в программе Fluka версии 3.2.1 была создана модель детектора и источника космического излучения. Модельный источник испускает мюоны, энергетический спектр и направление распространения которых соответствуют реальной мюонной компоненте космического излучения на поверхности земли. Модель позволяет рассчитать отклик детектора на воздействие космического излучения при различных условиях измерения.



Полученные спектры показывают, что скорость счета гамма-фона над водой в 6–7 раз меньше измеренной на берегу, а также значительно снижаются вклады в области калия (1460 кэВ) и тория (2614 кэВ). Таким образом, для использования в качестве фона при определении активности ЕРН при полевых измерениях удовлетворяют спектры, снятые над поверхностью воды и полученные при помощи Монте-Карло моделирования.

## **Применение термолюминесцентных детекторов ДТГ-4 для in-vivo дозиметрии при проведении лучевой терапии**

*Е.В. Шиндякин, А.С. Уваров, А.И. Непомнящих, В.К. Платонов*  
ФГБУН Институт геохимии им. А.П. Виноградова СО РАН, г. Иркутск, Россия,  
[eshindyakin@mail.ru](mailto:eshindyakin@mail.ru)

*ГБУЗ «Областной онкологический диспансер», г. Иркутск, Россия*

Важной задачей в современной лучевой терапии является контроль подведения дозы к объему облучения. Одним из способов контроля является in-vivo дозиметрия с использованием термолюминесцентных (ТЛД) детекторов [1]. Во время проведения сеанса лучевой терапии ТЛД детектор должен располагаться в четко определенном месте в зоне облучения. При проведении первого сеанса облучения необходимо зафиксировать показания детектора и сравнивать с показаниями при последующих сеансах. Изменение показаний более чем на 5-7% относительно первого сеанса могут свидетельствовать об ошибках в процессе подведения дозы, связанных с позиционированием пациента и изменением конфигурации объемов облучения [2]. Эти данные могут служить критерием принятия решения об изменении плана облучения.

В рамках данной работы для измерений использовались ТЛД детекторы ДТГ-4 на основе LiF: Mg,Ti. После проведения первичной сортировки детекторов по чувствительности была произведена индивидуальная калибровка детекторов. Она проводилась с использованием пучка тормозного излучения линейного ускорителя Varian TrueBeam. Энергия первичного пучка электронов 6 МэВ, глубина размещения детекторов в фантоме при калибровке – 10 см. Считывание показаний детекторов производилось на установке «Доза-ТЛД». Скорость нагрева 5 °С/мин до 300 °С. В качестве аналитического сигнала использовали интегральное значение пика V при 200°С. Отжиг после считывания проводился в течение 30 минут при температуре 400°С с последующим резким охлаждением [3, 4]. Для 44 детекторов из 100 точность воспроизводимости показаний при облучении дозой 2 Гр составляла 4%.

Была проверена линейность световых выходов детекторов в диапазоне доз от 0.1 Гр до 11 Гр. Результаты измерений согласовываются с литературными данными для детекторов данного типа [5]. Зависимость световых выходов от дозы облучения имеет линейный характер при дозах от 0,1 до 2 Гр, при дозах выше 2 Гр наблюдается выраженная сверхлинейность. При дозах более 2.5 Гр резко снижается воспроизводимость показаний детекторов, что снижает точность определения дозы ниже 5%, что недопустимо с клинической точки зрения, так как данное отклонение может быть интерпретировано, как ошибка при подведении дозы к объему облучения.

Считывание показаний ТЛД детекторов, как правило, должно проводиться в течение нескольких часов после проведения сеанса облучения, поэтому потери запасенной светосуммы (фэйдинг-эффект) не вносят значительного вклада в точность измерений [3].

Такие характеристики детектора вполне допускают применение детекторов ДТГ-4 для проведения измерений при проведении лучевой терапии с режимами фракционирования, предусматривающими облучение с разовой дозой до 2.5 Гр.

*Литература:*

1. Kry SF, Alvarez P, Cygler JE, et al. AAPM TG 191: Clinical use of luminescent dosimeters: TLDs and OSLDs // Med Phys. 2020; 47(2): e19-e51
2. IAEA, Development of Procedures for In Vivo Dosimetry in Radiotherapy, IAEA Human Health Reports No. 8, IAEA, Vienna (2013)
3. Непомнящих А.И., Мироненко С.Н., Афонин Г.П., Селявко А.И. Монокристаллические детекторы на основе фтористого лития. // Атомная энергия, Т.58, вып.4, 1985, С.257-259.
4. Пампура В.Д., Непомнящих А.И., Мироненко С.Н., Афонин Г.П. Применение метода термолюминисцентной дозиметрии в радиогеохимических исследованиях // Геохимия, №12, 1988, С.1789-1797.
5. Eduardo G. Yukihiro, Adrie J.J. Bos, Paweł Bilski, Stephen W.S. McKeever. The quest for new thermoluminescence and optically stimulated luminescence materials: Needs, strategies and pitfalls // Radiat. Meas., Vol. 158 106846, 2022, 19p.

## **Усовершенствованный метод обнаружения локальных источников гамма-излучения для авиационного радиационного мониторинга поверхности земли**

*Новиков И.Э.*

*Государственный научный центр Российской Федерации Федеральное государственное автономное научное учреждение «Центральный научно-исследовательский и опытно-конструкторский институт робототехники и технической кибернетики» (ЦНИИ РТК), Санкт-Петербург, Россия.*

Специалистами ЦНИИ РТК разработан усовершенствованный метод обнаружения локальных источников гамма-излучения (ЛИГИ), для авиационного радиационного мониторинга (АРМ) поверхности Земли. Обнаружение ЛИГИ малой мощности от малых высот до 150 м и более требует оптимизации использования всей полезной спектрометрической информации, полученной в процессе поиска ЛИГИ. В настоящее время этот вопрос не освещен в достаточной мере в известной литературе. Разработанный метод основан на применении субоптимального решающего правила для пуассоновского потока случайных событий и полного математического моделирования полезного сигнала [1]. Определение порогов обнаружения и оценка предельных обнаружительных характеристик аппаратуры осуществляются по результатам информационного анализа на базе статического моделирования.

Разработанный в ЦНИИ РТК оригинальный алгоритм обработки спектрометрической информации [2,3] использует сочетание принципов максимального правдоподобия и скользящего интервала. Такой подход дает возможность максимально эффективно использовать спектрометрическую информацию полезного сигнала от ЛИГИ даже при значительном удалении (допустимом при спектрометрических измерениях) от него, в том числе в случае, когда полезный сигнал может быть распределен в совокупности последовательных измерений. Моделирование полезного сигнала осуществляется с использованием специальных математических методов и программных средств с учетом конкретных условий прогнозируемых измерений [1]. Спектр фона может быть получен экспериментально, либо путем аналогичного математического моделирования для однородного бесконечно протяженного в горизонтальной плоскости источника заданного изотопного состава [1].

Для измерений АРМ в целом помимо быстрого ослабления уровня полезного сигнала от ЛИГИ с увеличением расстояния характерно наличие существенного вклада от рассеянного в воздушной среде излучения [1], который быстро возрастает с увеличением высоты и становится абсолютно доминирующим в спектрометрических измерениях на высотах более 150 м. Корректный учет рассеянного в воздушной среде гамма-излучения, как правило, требует применения специальных методов физического или математического моделирования повышенной сложности [1].

Для расчета характеристик поля от ЛПИГ излучения в области, где расположен детектор, используется специально разработанный для этой задачи метод

псевдолокальной оценки по дифференциальному потоку с оценкой по пробегу в области детектирования. Данная оценка представляет собой модификацию оценки по пробегу, применяемую для детекторов с конечным фазовым объемом и обеспечивает удовлетворительную эффективность и сходящуюся дисперсию результатов расчетов. [1].

Указанный метод обнаружения ЛИГИ обеспечивает удобство проведения градуировки и возможность проведения методами математического моделирования оценки предельных точностных характеристик аппаратуры.

Результаты работы реализованы в аппаратно-программных комплексах и приборах АРМ и наземного дистанционного радиационного контроля ЦНИИ РТК.

Опубликованные результаты были получены в рамках выполнения автором диссертационного исследования по научной специальности 2.2.8. — «Методы и приборы контроля и диагностики материалов, изделий, веществ и природной среды».

#### *Литература:*

1. Новиков, И.Э. Специальные методы, алгоритмическое и программное обеспечение математического моделирования процессов переноса и регистрации гамма-излучения для авиационного радиационного контроля поверхности Земли / И.Э. Новиков // Труды 32-й Международной научно-технической конференции «ЭКСТРЕМАЛЬНАЯ РОБОТОТЕХНИКА» 2-4 июня 2021 года, Санкт-Петербург – 352 с. – С. 46-56.

2. Сухоруков, А.И. Основы теории аэрокосмического радиационного мониторинга Земли. Ч. 1 Физические основы радиационного дистанционного зондирования Земли / А.И. Сухоруков, И.Ф. Хисматов, И.Э. Новиков. – М.: Изд. ВУНЦ ВВС «ВВА им. проф. Н.Е. Жуковского и Ю.А. Гагарина», 2011. – 312 с. – ISBN 978-5-903111-51-0.

3. Новиков, И.Э. Изучение возможностей повышения эффективности авиационного радиационного мониторинга поверхности Земли / И.Э. Новиков // ЭКСТРЕМАЛЬНАЯ РОБОТОТЕХНИКА И КОНВЕРСИОННЫЕ ТЕНДЕНЦИИ: Труды Международной научно-технической конференции – Санкт-Петербург: 2018. – ISBN 978-5-907050-39-6. – С. 242-257

4. Новиков, И.Э. Математическое моделирование переноса и регистрации гамма-излучения, методы и алгоритмы обработки спектрометрической информации для систем авиационного радиационного мониторинга поверхности земли. / И.Э. Новиков // Тезисы докладов XIV-го Международного совещания «Проблемы прикладной спектрометрии и радиометрии» (ППСР-2017), 4-6 октября 2017 г. Москва, стр. 37-39.